

大飯発電所 3号炉及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項

令和2年3月26日時点

原子力規制部 新基準適合性審査チーム

- ・本資料は、原子力規制部新基準適合性審査チームが、適合性審査に係る審査会合等において確認した事項及びその結果としての各事項に対応する事業者の申請内容を整理したものである。
- ・本資料は審査結果をまとめるための中間的な成果物であることから、原子力規制委員会としての最終的な審査結果については、「関西電力株式会社大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号原子炉施設の変更）の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定する許可の基準への適合について」及びその添付の「関西電力株式会社大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号原子炉施設の変更）に関する審査書」を参照のこと。
- ・補足説明資料とは、発電用原子炉設置変更許可申請書及びその添付資料を補足したものである。
- ・本資料については、随時、改訂があり得る。

内容

<発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力>

1. 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

<設計基準対象施設関連>

1. 外部からの衝撃による損傷の防止（その他自然現象等）（第6条）
2. 外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）（第6条）
3. 外部からの衝撃による損傷の防止（火山）（第6条）
4. 外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）（第6条）
5. 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条）
6. 火災による損傷の防止（第8条）
7. 溢水による損傷の防止等（第9条）
8. 誤操作の防止（第10条）
9. 安全避難通路等（第11条）
10. 安全施設（第12条）
11. 全交流動力電源喪失対策設備（第14条）
12. 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条）
13. 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条）
14. 安全保護回路（第24条）
15. 保安電源設備（第33条）

<設計基準対象施設及び重大事故等対処施設関連>

1. 地震による損傷の防止（第4条及び第39条）
2. 津波による損傷の防止（第5条及び第40条）

<重大事故等対処施設関連>

（有効性評価関連）

1. 0 重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価の考え方
2. 1 炉心損傷防止対策の有効性評価：2次冷却系からの除熱機能喪失
2. 2 炉心損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失
2. 3 炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉補機冷却機能喪失
2. 4 炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉格納容器の除熱機能喪失
2. 5 炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉停止機能喪失
2. 6 炉心損傷防止対策の有効性評価：ECCS注水機能喪失

2. 7 炉心損傷防止対策の有効性評価：ECCS再循環機能喪失
2. 8 炉心損傷防止対策の有効性評価：格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）
3. 1. 1 格納容器破損防止対策の有効性評価：格納容器過圧破損
3. 1. 2 格納容器破損防止対策の有効性評価：格納容器過温破損
3. 2 格納容器破損防止対策の有効性評価：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
3. 3 格納容器破損防止対策の有効性評価：原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用
3. 4 格納容器破損防止対策の有効性評価：水素燃焼
3. 5 格納容器破損防止対策の有効性評価：溶融炉心・コンクリート相互作用
4. 1 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故1
4. 2 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故2
5. 1 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：崩壊熱除去機能喪失
5. 2 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失
5. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：原子炉冷却材の流出
5. 4 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：反応度の誤投入
6. 必要な資源と要員の評価

有効性評価付録1 確率論的リスク評価（PRA）

有効性評価付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

有効性評価付録3 有効性評価で使用した解析コード

（技術的能力関連）

1. 0 重大事故等防止技術的能力基準1. 0
1. 1 重大事故等防止技術的能力基準1. 1及び設置許可基準規則第44条
1. 2 重大事故等防止技術的能力基準1. 2及び設置許可基準規則第45条
1. 3 重大事故等防止技術的能力基準1. 3及び設置許可基準規則第46条
1. 4 重大事故等防止技術的能力基準1. 4及び設置許可基準規則第47条
1. 5 重大事故等防止技術的能力基準1. 5及び設置許可基準規則第48条
1. 6 重大事故等防止技術的能力基準1. 6及び設置許可基準規則第49条
1. 7 重大事故等防止技術的能力基準1. 7及び設置許可基準規則第50条
1. 8 重大事故等防止技術的能力基準1. 8及び設置許可基準規則第51条
1. 9 重大事故等防止技術的能力基準1. 9及び設置許可基準規則第52条
1. 10 重大事故等防止技術的能力基準1. 10及び設置許可基準規則第53条
1. 11 重大事故等防止技術的能力基準1. 11及び設置許可基準規則第54条
1. 12 重大事故等防止技術的能力基準1. 12及び設置許可基準規則第55条
1. 13 重大事故等防止技術的能力基準1. 13及び設置許可基準規則第56条

- 1. 14 重大事故等防止技術的能力基準 1. 14 及び設置許可基準規則第 57 条
- 1. 15 重大事故等防止技術的能力基準 1. 15 及び設置許可基準規則第 58 条
- 1. 16 重大事故等防止技術的能力基準 1. 16 及び設置許可基準規則第 59 条
- 1. 17 重大事故等防止技術的能力基準 1. 17 及び設置許可基準規則第 60 条
- 1. 18 重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 及び設置許可基準規則第 61 条
- 1. 19 重大事故等防止技術的能力基準 1. 19 及び設置許可基準規則第 62 条
- 2. 1 重大事故防止技術的能力基準 2. 1

(設備関連) ※ 一部設計基準対象施設関連を含む

- 1. 重大事故等対処設備 (第 43 条)
- 2. 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (第 44 条)
- 3. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (第 45 条)
- 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (第 46 条)
- 5. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (第 47 条)
- 6. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (第 48 条)
- 7. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (第 49 条)
- 8. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (第 50 条)
- 9. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 (第 51 条)
- 10. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (第 52 条)
- 11. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 (第 53 条)
- 12. 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 (第 54 条)
- 13. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 (第 55 条)
- 14. 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 (第 56 条)
- 15. 電源設備 (第 57 条)
- 16. 計装設備 (第 58 条)
- 17. 原子炉制御室等 (第 26 条) 及び原子炉制御室 (第 59 条)
- 18. 監視設備 (第 31 条) 及び監視測定設備 (第 60 条)
- 19. 緊急時対策所 (第 34 条及び第 61 条)
- 20. 通信連絡設備 (第 35 条) 及び通信連絡を行うために必要な設備 (第 62 条)
- 21. その他設備

凡例

- 文字の枠囲い : 審査書への記載事項
- 文字の網掛け : 参考扱いの確認事項及びそれらの確認結果

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力）

原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係る部分に限る。）は、発電用原子炉設置者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力があることを、同項第3号は、発電用原子炉設置者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があることを要求している。

このため、規制委員会は、本項目においては、原子炉を設置するために必要な技術的能力及び原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力について、「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」に沿って、以下の事項について審査を行った。

- 組織
- 技術者の確保
- 経験
- 品質保証活動体制
- 技術者に対する教育・訓練
- 原子炉主任技術者等の選任・配置

発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

| | |
|--------------------------|----|
| まえがき | 2 |
| 1. 組織 | 3 |
| 2. 技術者の確保 | 5 |
| 3. 経験 | 8 |
| 4. 品質保証活動体制 | 10 |
| 5. 技術者に対する教育・訓練 | 13 |
| 6. 原子炉主任技術者等の選任・配置 | 15 |

まえがき

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|---|
| <p>まえがき</p> <p>本指針は、核燃料物質及び原子炉の利用により災害がもたらされることのないよう、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下、「法」という。)に定められた加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業を行おうとする者、並びに原子炉を設置しようとする者がこれらの事業等(以下、「事業等」という。)を適確に遂行するに足る技術的能力を有していることについての適合性を審査する際の指針としてとりまとめられたものである。</p> <p>本指針策定の契機となったのは、平成11年9月30日に発生したウラン加工工場臨界事故である。原子力安全委員会は、同事故に関する調査の中間報告及び最終報告を踏まえ、技術的能力の審査に関する指針の策定に着手することを決定した(「原子力の安全確保に関する当面の施策について」平成11年11月11日原子力安全委員会決定及び「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について」平成12年1月17日原子力安全委員会決定)。その後、原子力安全委員会の原子力安全総合専門部会において、指針化に向けた検討が行われ、「技術的能力の指針化について」(平成15年6月)がまとめられた。これを参考としつつ、引き続き原子力安全委員会の原子力安全基準専門部会において審査指針案について検討が行われた。原子力安全委員会は、平成16年3月24日付けで原子力安全委員会の原子力安全基準専門部会から報告を受け、意見募集を経て、報告の内容を検討し、本指針を決定した。</p> <p>本指針では、技術的能力を、安全を確保して事業等を適確に遂行するための組織の管理能力に、その組織の技術者の有する知識、技術及び技能を含めた能力とし、法で定める事業の指定若しくは許可又は原子炉の設置の許可(いずれも変更の許可を含む。以下、「事業の許可等」という。)を受けるに当たって満たすべき基本的な要件を示している。</p> <p>審査においては、事業の許可等を受けようとする者の申請内容が本指針に適合していることを確認する必要がある。ただし、申請内容の一部が本指針に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。</p> <p>なお、本指針は、今後の技術的能力に関する審査経験の蓄積、関連する知見の進展を踏まえ、適宜見直しを行うものとする。</p> <p>I. 適用対象</p> <p>本指針は、法に定められた以下の事業の許可等を受けようとする者(以下、これらの者を、「事業者」という。)に適用する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 加工の事業 ② 原子炉の設置 ③ 貯蔵の事業 ④ 再処理の事業 ⑤ 廃棄の事業 <p>なお、以上に掲げた以外の原子力施設に対する許可等に当たっても、本指針の基本的な考え方は参考となり得るものである。また、本指針において、要件を「設計及び工事」と「運転及び保守」に大別して示していることについては、各事業等の特徴を考慮した上で、適切な運用を図るものとする。</p> | <p>(i)</p> <p>申請が既に運転実績を有する原子炉に関するものである場合には、「技術的能力指針」の項目を以下の項目に整理していることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 組織 2. 技術者の確保 3. 経験 4. 品質保証活動体制 5. 技術者に対する教育・訓練 6. 原子炉主任技術者等の選任・配置 | <p>(i)</p> <p>本申請が既に運転実績を有する原子炉に関するものであることにかんがみ、技術的能力指針の項目を以下の項目に整理していることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 組織 2. 技術者の確保 3. 経験 4. 品質保証活動体制 5. 技術者に対する教育・訓練 6. 原子炉主任技術者等の選任・配置 |

1. 組織

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|---|
| <p>II. 要件</p> <p>指針1. 設計及び工事のための組織</p> <p>事業者において、設計及び工事を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていること。</p> <p><解説></p> <p>指針1. 設計及び工事のための組織</p> <p>1) 「設計及び工事」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格するまでをいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れる時点より前をいう。</p> <p>2) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。</p> | <p>(1) 組織</p> <p>(i) 設計及び工事について、本店と発電所の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>① 本店及び発電所において実施する業務内容の役割分担の方針を確認。</p> | <p>(i)</p> <p>① 設計及び工事の業務は、大飯発電所原子炉施設保安規定(以下「保安規定」という。)で定められた業務所掌に基づき実施するとしていることを確認した。</p> <p>設計及び工事の業務は、原子力事業本部の各担当部門及び土木建築室(以下「原子力関連部門」という。)並びに本発電所の担当課それぞれにおいて実施するとしていることを確認した。</p> <p>なお、設計及び工事の業務のうち、現地における管理は本発電所の担当課において実施するとしていることを確認した。</p> <p>本変更に係る設計及び工事の業務は、既存の原子力関係組織(「第1図:原子力関係組織」)にて実施することを確認した。原子力本関連部門は、原子力安全部門及び原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門及び土木建築室であることを確認した。また、本変更に係る設計及び工事の業務については、本店の原子力関連部門は設計方針を定め、大飯発電所は同設計方針に基づく、現地における具体的な設計及び工事の業務を実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、保安規定により、原子力関連部門並びに大飯発電所の担当課の業務所掌が示されている。大飯発電所の担当課が示されている。また、設計方針とは、実施計画、設計の策定等であることが示されている。さらに、現地における具体的な設計とは、仕様の策定であることが示されている。</p> |
| <p>指針5. 運転及び保守のための組織</p> <p>事業者において、運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。</p> <p><解説></p> <p>指針5. 運転及び保守のための組織</p> <p>1) 「運転及び保守」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格し、施設の使用を開始した後をいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れた時点以降をいう。</p> <p>2) 「組織」には、施設の保安に関する事項を審議する委員会等を必要に応じて含むこと。</p> | <p>(ii) 運転及び保守について、本店と発電所の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>① 本店及び発電所で実施する業務内容の役割分担の方針を確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>① 運転及び保守の業務は、大飯発電所原子炉施設保安規定(以下「保安規定」という。)で定められた業務所掌に基づき実施するとしていることを確認した。</p> <p>運転及び保守の業務は、本発電所の担当課において実施するとしていることを確認した。</p> <p>本変更に係る運転及び保守の業務は、既存の原子力関係組織(第1図:原子力関係組織)にて実施することを確認した。</p> <p>大飯発電所の担当課は、第一発電室、第二発電室、原子燃料課、放射線管理課、保全計画課、電気保守課、計装保守課、原子炉保守課、タービン保守課、土木建築課、電気工事グループ、機械工事グループ及び土木建築工事グループであることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、保安規定により、大飯発電所の担当課の業務所掌が示されている。</p> |

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------------|---|---|
| | <p>② 自然災害及び重大事故等の非常事態に対応する組織について、「発電用原子炉設置者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」のうち「1.0共通事項」における体制の整備と同様の組織であることを確認。(組織の妥当性については、「1.0共通事項」において確認。)</p> <p>③ ②の組織について、本店と発電所の役割分担の方針を確認。</p> | <p>② <u>自然災害及び重大事故等の非常事態に際しては、本発電所に設置する防災組織及び原子力防災組織により、運転及び保守の業務を実施する</u>としていることを確認した。 原子力防災組織は、発電所長を本部長として防災組織及び原子力防災組織を構築し対応することを確認した。また、「第2図：原子力防災組織」により、この原子力防災組織は、「発電用原子炉設置者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」のうち「1.0共通事項」の体制で整備する「原子力防災組織」であることを確認した。 補足説明資料において、<u>原子力事業者防災業務計画により、原子力防災組織の具体的な業務内容が示されている。</u></p> <p>③ <u>これらの組織は、本店に設置する原子力防災組織とも連携する</u>としていることを確認した。 補足説明資料において、<u>原子力災害への移行時には、本店の原子力防災組織と連携し、外部からの支援をうけることが示されている。</u> また、<u>本店に設置される原子力防災組織は、電力系統の運用などの原子力以外の事項及び社外への支援要請等を行うことが示されている。</u></p> |
| | <p>(iii) 保安規定に基づき設置されている委員会について、本店と発電所の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> | <p>(iii) <u>保安規定等の法令上の手続きを要するものについては、本店の原子力発電安全委員会において審議し、本発電所で使用する手順については、本発電所の原子力発電安全運営委員会において審議する</u>としていることを確認した。 補足説明資料において、<u>社内規定により、原子力発電安全委員会とは、原子力安全部門統括を委員長として、各発電所長及び各発電所の原子炉主任技術者に加えて、委員長が指名した者から構成されており、審議事項が高浜発電所に連携される仕組みであることが示されている。</u> <u>原子力発電安全運営委員会とは、発電所長を委員長として、原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、品質保証室長、安全・防災室長、所長室長、技術課長、原子燃料課長、放射線管理課長、第一発電室長、保全計画課長、電気係課長、計装係課長、原子炉係課長、タービン係課長、土木建築課長、電気工事グループ課長、機械工事グループ課長、土木建築工事グループ課長に加えて、委員長が指名した者で構成されており、審議事項が本店と連携される仕組みである。</u> 原子力発電安全委員会及び原子力発電安全運営委員会の開催実績が示されている。(参照：原子力発電所安全委員会 (平成27年度)、原子力発電安全運営委員会の開催実績 (平成27年度))</p> |
| | <p>(IV) 品質保証に係る委員会については、「(4) 品質保証活動の体制」で確認する。</p> | <p>—</p> |

2. 技術者の確保

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|---|
| <p>指針2. 設計及び工事に係る技術者の確保 事業者において、設計及び工事を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていること。</p> <p><解説> 指針2. 設計及び工事に係る技術者の確保 1) 「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。 2) 「確保されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて確保する方針が適切に示されている場合を含む。</p> | <p>(i) 設計及び工事について、本店の原子力関連部門及び発電所において必要な技術者及び有資格者である技術者を確保する(している)ことを確認する。</p> <p>① 原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者等の資格を有する技術者について、必要な人数を確保する(している)ことを確認。</p> <p>② 重大事故等対応の工事件数に対して必要な人数の技術者を配置する(している)ことを実績により確認。</p> <p>③ 技術者の採用、教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施する方針であることを確認。 (教育及び訓練については、「5. 技術者に対する教育・訓練」で確認。)</p> | <p>(i)</p> <p>① 原子力関連部門及び本発電所においては、設計及び工事に必要な技術者の人数を確保するとともに、原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者等の資格を有する技術者を確保するとしていることを確認した。</p> <p>原子力関連部門は、原子力事業本部の原子力企画部門、原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門(原子力技術)、原子力技術部門(土木建築)及び原子燃料部門であることを確認した。 平成28年10月1日現在の原子力事業本部及び大飯発電所の技術者の人数が946名であり、うち大飯発電所の技術者の人数は446名であることを確認した。 また、平成28年10月1日現在の有資格者の人数は、以下のとおりであり、そのうち大飯発電所における有資格者の人数は括弧書きであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉主任技術者：52名(12名) ・第一種放射線取扱主任者：77名(14名) ・第一種ボイラー・タービン主任技術者：7名(6名) ・第一種電気主任技術者：8名(4名) ・運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者：20名(20名) <p>さらに、「第1表 原子力事業本部、大飯発電所及び土木建築室の技術者の人数」により、技術者及び有資格者の人数について、原子力事業本部の各部門、土木建築室及び大飯発電所ごとに人数が示されていることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業本部の各部門、大飯発電所及び土木建築室の有資格者数の推移実績が示されている。(参照：全社と原子力部門の採用人数、有資格者の人数の推移(至近5ヶ年))</p> <p>② 設計及び工事に必要な技術者は、業務の各工程において必要な人数を配置するとしていることを確認した。 現在、確保している技術者数で本変更に係る運転及び保守の対応が可能であることを確認した。 補足説明資料において、大飯原子力発電所の設計及び工事にあたり、技術者及び有資格者である技術者の休暇、疾病による欠員、人事異動を踏まえても支障を生じない要員を確保していることが示されている。また、補足説明資料において、重大事故等対応に係る設計及び工事の進捗による技術者数の確保実績が示されている。(参照：「重大事故等対応に係る工事件数と工事管理者数」)</p> <p>③ 必要な技術者については、採用、教育及び訓練を行うことにより、今後とも継続的に確保する方針とするとしていることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業本部の各部門及び大飯発電所の技術者は同程度の人数を継続して確保していることが示されている。また、原子力関連部門及び大飯発電所の採用人数の推移が示されている。(参照：「全社と原子力部門の採用人数について」) なお、技術者に対する教育及び訓練は、「5. 技術者に対する教育・訓練」の(i)①～⑤で確認を行った。</p> |

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|--|
| | <p>④ 原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者の資格を有する技術者について、今後の資格取得方針が示されていることを確認。</p> | <p>④ 必要な有資格者を継続的に確保し、配置する方針としていることを確認した。 補足説明資料において、継続的に確保するための方針が示されている。 (参照：別紙2-3 大飯発電所における設計基準を超える重大事故等対応に関する有資格者数)</p> |
| <p>指針6. 運転及び保守に係る技術者の確保 事業者において、運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されているか、又は確保する方針が適切に示されていること。</p> <p><解説> 指針6. 運転及び保守に係る技術者の確保 「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。</p> | <p>(ii) 運転及び保守について、発電所において必要な技術者及び有資格者である技術者を確保する(している)ことを確認する。</p> <p>①原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者及び運転責任者の資格を有する技術者について、必要な人数を確保する(している)ことを確認。</p> <p>②業務を実施するために必要な人数を配置する。</p> <p>③自然災害及び重大事故等の対応に必要な資格を有する技術者を確保する(している)ことを確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>① 原子力関連部門及び大飯発電所においては、運転及び保守に必要な技術者の人数を確保するとともに、原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者等の資格を有する技術者を確保するとしていることを確認した。</p> <p>原子力関連部門は、原子力事業本部の原子力企画部門、原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門(原子力技術)、原子力技術部門(土木建築)及び原子燃料部門であることを確認した。 平成28年10月1日現在の原子力事業本部及び大飯発電所の技術者の人数が946名であり、うち大飯発電所の技術者の人数は446名であることを確認した。 また、平成28年10月1日現在の有資格者の人数は、以下のとおりであり、そのうち大飯発電所における有資格者の人数は括弧書きであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉主任技術者：52名(12名) ・第一種放射線取扱主任者：77名(14名) ・第一種ボイラー・タービン主任技術者：7名(6名) ・第一種電気主任技術者：8名(4名) ・運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者：20名(20名) <p>さらに、「第1表 原子力事業本部、大飯発電所及び土木建築室の技術者の人数」により、技術者及び有資格者の人数について、原子力事業本部の各部門、土木建築室及び大飯発電所ごとに人数が示されていることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業本部の各部門、大飯発電所及び土木建築室の有資格者数の推移実績が示されている。(参照：全社と原子力部門の採用人数、有資格者の人数の推移(至近5ヶ年))</p> <p>② 運転及び保守に必要な技術者及び有資格者である技術者についても、業務を実施するために必要な人数を配置するとしていることを確認した。 現在、確保している技術者数で本変更に係る運転及び保守の対応が可能であることを確認した。 補足説明資料において、大飯発電所の運転及び保守にあたり、技術者及び有資格者である技術者の休暇、疾病による欠員、人事異動を踏まえても支障を生じない要員を確保していることが示されている。</p> <p>③ 本発電所では、自然災害及び重大事故等の対応に必要な大型重機等を運転する資格を有する技術者を確保するとしていることを確認した。 補足説明資料において、大型重機等には、大型自動車・けん引、小型移動式クレーン、玉掛け、危険物取扱者、車両系建設機械、フォークリフトが含まれることが示されている。また、上記の資格を有する技術者数が示されている。(参照：大飯発電所における設計基準を超える重大事故等対応に関する有資格者(平成28年10月1日現在))</p> |

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------------------|---|---|
| | <p>④技術者の採用、教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施する方針であることを確認。（教育及び訓練については、「5. 技術者に対する教育・訓練」で確認。）</p> <p>⑤原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者及び運転責任者の資格を有する技術者について、今後の資格取得方針や計画が示されていることを確認。</p> | <p>④ 必要な技術者については、採用、教育及び訓練を行うことにより、今後とも継続的に確保する方針とすることを確認した。 補足説明資料において、原子力関連部門及び大飯発電所の採用人数の推移が示されている。（参照：別紙2-1 全社と原子力部門の採用人数）なお、技術者に対する教育及び訓練は、「5. 技術者に対する教育・訓練」の（i）①～⑤で示されている内容と同様である。</p> <p>⑤ 必要な有資格者を継続的に確保し、配置する方針とすることを確認した。 補足説明資料において、原子力関連部門及び大飯発電所の採用人数の推移が示されている。（参照：別紙2-1 全社と原子力部門の採用人数）</p> |

3. 経験

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|--|
| <p>指針3. 設計及び工事の経験</p> <p>事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事の経験が十分に具備されていること。</p> <p><解説> 指針3. 設計及び工事の経験 「経験が十分に具備されていること」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されているか、又は設計及び工事の進捗に合わせて獲得する方針が適切に示されていることを含む。</p> | <p>(i) 設計及び工事について、自社発電所及び国内外の関連施設の建設及び改造の経験が十分に具備されているか確認する。</p> <p>① 自社発電所の建設及び改造を通じた経験を有する(している)ことを確認。</p> <p>② アクシデントマネジメント対策、緊急安全対策等を通じた経験を有する(している)ことを確認。</p> <p>③ 国内外への関連施設に対する技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、経験を蓄積する(している)ことを確認。</p> <p>④ ③について、今後とも継続的に実施し、経験を蓄積する方針であることを確認。</p> | <p>(i)</p> <p>① 本発電所4基、美浜発電所3基、高浜発電所4基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験を有するとしていることを確認した。 関西電力は、営業運転開始以来、計11基の原子力発電所を約47年近く運転を行っており、運転及び保守について経験を有していることを確認した。また、設計及び工事の経験として、大飯発電所において平成13年には3号炉及び4号炉の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更並びに平成18年には3号炉、平成19年には4号炉の原子炉容器ふた取替え等の工事を順次実施していることから経験を有していることを確認した。</p> <p>② アクシデントマネジメント対策である代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水の設備改造を検討し、対策工事を実施した経験を有していることに加えて、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策である空冷式非常用発電装置、電源車、消防ポンプ等の配備を通じた設計及び工事の経験を有するとしていることを確認した。 補足説明資料において、アクシデントマネジメント対策及び緊急時安全対策以外に新規制基準の施行を踏まえ、自然災害等対策及び重大事故等対策に関して進めている設備改造工事の内容が示されている。</p> <p>③ 国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、設計及び工事の経験を蓄積するとしていることを確認した。 関西電力は、昭和29年以来、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣していることを確認した。 補足説明資料において、国内外の原子力関係諸施設について、国内は、株式会社原子力発電訓練センター、海外は電力事業者に派遣しており、実績が示されている。(参照 過去5年間の海外派遣者実績、安全性向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績) また、トラブル対応に関する情報の収集及び活用について、入手した情報は全て登録し、社内規定に基づき、スクリーニング、予防処置の要否並びに処理内容の審議及び実施状況の報告をしていることが示されている。</p> <p>④ 今後ともこれらを適切に継続する方針としていることを確認した。 トラブルに関する経験や知識を継続的に積み上げていることを確認した。 補足説明資料において、今後とも国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用を実施することが示されている。</p> |

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|--|
| <p>指針7. 運転及び保守の経験</p> <p>事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の運転及び保守の経験が十分に具備されているか、又は経験を獲得する方針が適切に示されていること。</p> <p><解説> 指針7. 運転及び保守の経験 「経験が十分に具備されている」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されていることを含む。</p> | <p>(ii) 運転及び保守について、自社発電所及び国内外の関連施設における経験が十分に具備されているか確認する。</p> <p>① 自社発電所を通じた運転及び保守の経験を有する(している)ことを確認。</p> <p>② アクシデントマネジメント対策、緊急安全対策等を通じた経験を有する(している)ことを確認。</p> <p>③ 国内外への関連施設に対する技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、経験を蓄積する(している)ことを確認。</p> <p>④ ③について、今後とも継続的に実施し、経験を蓄積する方針であることを確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>① 本発電所4基、美浜発電所3基、高浜発電所4基の約47年にわたる運転及び保守の経験を有する」としていることを確認した。 関西電力は、営業運転開始以来、計11基の原子力発電所を約47年近く運転を行っており、運転及び保守について経験を有していることを確認した。</p> <p>② アクシデントマネジメント対策である代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水の設備改造を検討し、対策工事を実施した経験を有していることに加えて、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策である空冷式非常用発電装置、電源車、消防ポンプ等の配備を通じた設計及び工事の経験を有するとしていることを確認した。 上記に係る運転、保守に関する社内規定の改正対応や習熟訓練による運転の知識、技能の向上を図るとともに、工事と保守経験を継続的に積み上げていることを確認した。</p> <p>③ 国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、運転及び保守の経験を蓄積する」としていることを確認した。 関西電力は、昭和29年以来、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣していることを確認した。 補足説明資料において、国内外の原子力関係諸施設について、国内は株式会社原子力発電訓練センター、海外は電力事業者へ派遣している実績が示されている。(参照：過去5年間の海外派遣者実績、安全性向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績)また、トラブル対応に関する情報の収集及び活用について、入手した情報は全て社内システムに登録し、社内規定に基づき、スクリーニング、予防処置の要否及び処理内容の審議並びに実施状況の報告をしていることが示されている。</p> <p>④ 今後ともこれらを適切に継続する方針」としていることを確認した。 トラブルに関する経験や知識を継続的に積み上げていることを確認した。 補足説明資料において、今後も国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用を実施することが示されている。</p> |

4. 品質保証活動体制

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|---|
| <p>指針4. 設計及び工事に係る品質保証活動 事業者において、設計及び工事を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること。</p> <p><解説> 指針4. 設計及び工事に係る品質保証活動 1) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。 2) 「品質保証活動」には、設計及び工事における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。 3) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。</p> | <p>(i) 設計及び工事並びに運転及び保守について、業務における品質保証活動は、社内規定を定めた上で、その社内規定(品質マニュアル)の下で品質保証活動に関する仕組み及び役割を明確化した体制を構築する(している)ことを確認する。</p> <p>① 品質保証活動の実施に当たっては、品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に基づいて、社内規定(品質マニュアル)を定める(定めている)ことを確認。</p> | <p>(i)</p> <p>① 品質保証活動の実施に当たっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成する活動並びに関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則(以下、「品証技術基準」という。))」に基づいて原子力発電所品質マニュアル(以下「品質マニュアル」という。)を定めるとしていることを確認した。 品証技術基準の施行を踏まえ、追加された安全文化を熟成するための活動、関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動等を品質保証計画に反映していることを確認した。 補足説明資料において、品証技術基準の施行を踏まえ追加となった要求事項と品質保証計画に反映した内容の一覧が示されている。(参照: 品証技術基準を踏まえた品質保証計画について)</p> |
| <p>指針8. 運転及び保守に係る品質保証活動 事業者において、運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。</p> <p><解説> 指針8. 運転及び保守に係る品質保証活動 1) 「品質保証活動」には、運転及び保守における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。 2) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。</p> | <p>② 実務部門及び本発電所並びに監査部門においては、社内規定に基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める(定めている)ことを確認。</p> <p>③ 社長が、社内規定(品質マニュアル)に基づく方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する(していること)を確認。</p> <p>④ 実施部門の管理責任者の下、実施部門の長及び発電所長は、上記の方針に基づき実施部門における品質保証活動に関する計画を策定、実施、評価及び改善を行う(行っている)ことを確認。</p> <p>⑤ 監査部門の管理責任者は、実施部門の長及び発電所長とは独立した立場で監査を実施する(している)ことを確認。</p> <p>⑥ 社長は、実施部門の管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況</p> | <p>② 本店各部門及び本発電所並びに監査部門である本店の経営監査室においては、品質マニュアルに基づき、手順及び記録に関する文書体系を定めるとしていることを確認した。 本店各部門は、原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門及び土木建築室であることを確認した。 品質保証計画に基づく文書体系が「第3図原子力発電所品質保証文書体系」であることを確認した。 補足説明資料において、保安規定により品質マニュアルが最上位の文書であり、制定者と内容が示されている。(参照: 原子力発電の安全に係る品質保証規程)</p> <p>③ 社長は、品質マニュアルに基づく方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知するとしていることを確認した。 補足説明資料において、品質方針を組織内に周知する方法(イントラネット掲載、カードの配布等)が示されている。(参照: 品質方針の周知方法)</p> <p>④ 実施部門の管理責任者である原子力事業本部長の下、本店各室長、各部門統括及び発電所長は、同方針に基づき各部門における品質保証活動に関する計画を策定、実施、評価及び改善するとしていることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業本部長が、品質方針及び具体的な活動方針に各業務を主管する組織の長に示し、品質目標を含めた年度業務計画を策定させ、この業務計画に基づき品質保証活動を実施することが示されている。</p> <p>⑤ 監査部門の管理責任者である原子力・保安監査部長は、実施部門とは独立した立場で監査を実施するとしていることを確認した。 補足説明資料において、社内規定により、独立した立場で内部監査の実施をできることが示されている。</p> |
| | <p>⑥ 社長は、実施部門の管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況</p> | <p>⑥ 社長は、管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況を踏まえた改善の必要性についてマネジメントレビューを行うとしていることを確認した</p> |

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------------|---|---|
| | <p>を踏まえた改善の必要性についてマネジメントレビューを行う(行っている)ことを確認。</p> | <p>補足説明資料において、社内規定によりマネジメントレビューの業務フローが示されている。(品質保証会議及び発電所レビューの組織上の位置づけ)。</p> |
| | <p>(ii) 設計及び工事並びに運転及び保守の品質保証活動について、社内規定(品質マニュアル)の下で調達管理を含めた品質保証活動に関する計画、実施、評価及び改善を実施する仕組みがあることを確認する。</p> <p>① 実施部門の長が、社内規定(品質マニュアル)に従い、その重要度に応じて設計及び工事を実施する(している)ことを確認する。</p> <p>② また、外部から調達する場合には、供給者に対して要求事項を明確にするとともに、重要度に応じて管理を行い、試験及び検査等により調達する製品等が要求事項を満足していることを確認する(している)ことを確認。</p> <p>③ 不適合が発生した場合、実施部門の長は、不適合を除去し、原因を特定した上で是正処置を実施する(している)ことを確認。</p> <p>④ また、調達においては、これらを供給者に行わせ、実施部門の長が確認する(している)ことを確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>① 設計及び工事は、各業務を主管する組織の長が、品質保証計画に従い、その重要度に応じて実施していることを確認した。 運転及び保守は、各業務を主管する組織の長が、品質保証計画に従って、個々の業務を計画し、実施していることを確認した。 補足説明資料において、社内規定により品質保証活動上の重要度の分類の考え方が示されている。</p> <p>② 調達する場合には、供給者に対して要求事項を明確にするとともに、重要度に応じて管理を行い、試験及び検査等により調達する製品等が要求事項を満足していることを確認するとしていることを確認した。 運転及び保守は、調達する場合には、設計及び工事と同様に管理、確認するとしていることを確認した。 許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、解析業務に係る要求事項を調達管理の要求事項に追加して調達をすることを確認した。</p> <p>③ 設計及び工事並びに運転及び保守において不適合が発生した場合、各業務を主管する組織の長は、不適合を除去し、原因を特定した上で是正処置を実施するとしていることを確認した。 補足説明資料において、社内規定により不適合が発生した場合の不適合管理及び是正措置として実施する事項が示されている。</p> <p>④ 調達においては、これら(設計及び工事並びに運転及び保守において不適合が発生した場合、不適合を除去し、原因を特定した上で是正処置を実施する)を供給者に行わせ、各業務を主管する組織の長が確認するとしていることを確認した。 補足説明資料において、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、関西電力が実施状況を確認することが示されている。</p> |

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------------|---|---|
| | <p>(iii) 品質マネジメントシステムの有効性を維持あるいは向上させるために、品質保証に係る委員会を本店及び発電所に設置することを確認する。</p> <p>① 品質保証に係る委員会について、本店と発電所の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>② 品質保証に係る委員会について、保安規定や社内規定を改定する場合の審議結果の業務への反映方法が示されていることを確認。</p> | <p>(iii)</p> <p>① 品質マネジメントシステムの有効性を維持あるいは向上させるために、実施部門に共通する活動については本店の品質保証会議において審議し、一方、本発電所において実施する活動は原子力発電安全運営委員会において審議するとしていることを確認した。</p> <p>本店の品質保証会議の役割は、経営監査室を除く「第1図 原子力関係組織」の品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューすることであることを確認した。</p> <p>また、大飯発電所の発電所レビューの役割は、大飯発電所の品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることのレビューをすることであることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、品質保証会議とは、原子力事業本部長を委員長として、マネジメントレビューに係る品質保証活動及び品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換を行い、品質マネジメントシステムをレビューすることを目的とされている。また、原子力発電安全運営委員会とは、大飯発電所長を委員長として、原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、品質保証室長、安全・防災室長、所長室長、技術課長、原子燃料課長、放射線管理課長、発電室長及び保全計画課長から構成されていることが示されている。</p> <p>② それぞれ(本店の原子力発電安全委員会及び原子力発電安全運営委員会)の審議結果を業務へ反映するとしていることを確認した。</p> <p>本店の品質保証会議のレビュー結果により、保安規定や社内規定を改正する必要がある場合には、本店の原子力発電安全委員会、大飯発電所は原子力発電安全運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は、業務へ反映させることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子力発電安全委員会及び原子力発電安全運営委員会の開催実績が示されている。(参照：原子力発電安全委員会(平成27年度)、原子力発電安全運営委員会の開催実績(平成27年度))</p> |

5. 技術者に対する教育・訓練

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|--|
| <p>指針9. 技術者に対する教育・訓練</p> <p>事業者において、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていること。</p> | <p>(i) 技術者に対して、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、教育訓練に関する基準を策定した上で必要な教育及び訓練を実施する(している)ことを確認する。</p> <p>① 新たに配属された技術者に対して、原子力発電の基礎知識の習得を図るための教育及び訓練を実施する(している)ことを確認。</p> <p>② 技術者に対して、専門知識、技術及び技能の習得を図るため、発電所内の訓練施設や国内の原子力関係機関において、能力に応じた教育及び訓練を実施する(している)ことを確認。</p> <p>③ 専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する(している)ことを確認。</p> <p>④ 自然災害対応や重大事故等対応等の役割に応じて、教育及び訓練を実施する(している)ことを確認する。</p> <p>⑤ 今後とも、教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施する方針であることを確認。</p> | <p>(i)</p> <p>① 新たに配属された技術者に対しては、原子力発電の基礎知識の習得を図るため、現場教育及び訓練を実施していることを確認した。 これらの現場教育及び訓練は、関西電力の能力開発センター、原子力研修センター及び大飯発電所において実施していることを確認した。 補足説明資料において、現場教育及び訓練の内容が示されている。また、現場教育及び訓練の実績が示されている。(参照:「大飯発電所および原子力事業本部の教育計画/実績(平成27年度)」)</p> <p>② 設計及び工事並びに運転及び保守に従事する技術者に対しては、専門知識、技術及び技能の習得を図るため、能力開発センター及び原子力運転サポートセンターに加え、日本原子力発電株式会社等の国内の原子力関係機関において能力に応じた机上教育及び実技訓練を実施していることを確認した。 補足説明資料において、机上教育及び実技訓練は、社内規定により、対象者の業務内容及び習熟度に応じた項目及びコースの設定(初級、中級、上級コース並びに基礎、習熟コース)を行うことにより、能力の応じたものであることが示されている。また、これらの机上教育及び実技訓練の内容及び実績が示されている。(参照:「原子力事業本部および大飯発電所3、4号炉における各年度の社外教育・訓練受講者数」)</p> <p>③ 教育・訓練は、専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施していることを確認した。 実施計画の策定は、保安規定に基づくものであることを確認した。 補足説明資料において、実施計画は以下であることが示されている。 ・社内規定により、技術、技能及び職務に応じたコース設定及び職位の区分を設定することにより、能力に応じた教育及び訓練を実施すること。 ・必要な技術的能力の維持向上を図るため技量認定制度を設けていることが示されている。 また、社内規定により教育及び訓練の内容が示されている。さらに、教育及び訓練の実績が示されている。(参照:「大飯発電所保安教育実施計画/実績(平成27年度)」)</p> <p>④ 自然災害及び重大事故等に対応する技術者に対しては、各役割に応じて必要な教育及び訓練を実施していることを確認した。 補足説明資料において、教育及び訓練の内容が示されている。(参照:「大飯発電所3、4号炉における重大事故等対応に関する訓練実績(平成26・27年度)」)</p> <p>⑤ 今後とも教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施していることを確認した。 本変更に係る業務に従事する技術者に対しては、各役割に応じた自然災害発生時、重大事故等発生時の対応に必要なとなる技能の維持と知識の向上を図るため、計画的かつ継続的に教育及び訓練を実施していることを確認した。 補足説明資料において、社内規定により、計画的かつ継続的に教育及び訓練を実施していくことが示されている。</p> |

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3・4 号炉) |
|-------------------------|--|---|
| | <p>(ii) 事務系社員及び協力会社社員に対して、自然災害対応や重大事故等対応等の役割に応じて、教育及び訓練を実施していることを確認する。</p> <p>① 専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する(している)ことを確認。</p> <p>② 自然災害対応や重大事故等対応等の役割に応じて、教育及び訓練を実施する(している)ことを確認する。</p> <p>③ 今後も、教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施する方針であることを確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>① 教育・訓練は、専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施するとしていることを確認した。 実施計画の策定は、保安規定に基づくものであることを確認した。 補足説明資料において、協力会社社員に対する実施計画は以下であることが示されている。 ・社内規定により、技術、技能及び職務に応じたコース設定及び職位の区分を設定することにより、能力に応じた教育及び訓練を実施すること。 ・必要な技術的能力の維持向上を図るため技量認定制度を設けていることが示されている。 また、社内規定により教育及び訓練の内容が示されている。さらに、教育及び訓練の実績が示されている。(参照「大飯発電所 保安教育実施計画/実績表(平成 27 年度)」)</p> <p>② 自然災害及び重大事故等に対応する事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じて必要な教育及び訓練を実施するとしていることを確認した。 補足説明資料において、教育及び訓練の内容が示されている。なお、事務系社員に対しては、原子力防災組織における要員の一部であることから、必要な知識、技量を教育により習得、維持するため、保安教育を実施していることが示されている。さらに、教育及び訓練の実績が示されている。(参照「大飯発電所 3・4 号炉における重大事故等対応に関する訓練実績(平成 26・27 年度)」)</p> <p>③ 今後とも教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施するとしていることを確認した。(※)「2. 技術者の確保」から引用 本変更に係る業務に従事する事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じた自然災害発生時、重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、計画的かつ継続的に教育及び訓練を実施することを確認した。 補足説明資料において、社内規定により、計画的かつ継続的に教育及び訓練を実施していくことが示されている。</p> |

6. 原子炉主任技術者等の選任・配置

| 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|---|
| <p>指針10. 有資格者等の選任・配置 事業者において、当該事業等の遂行に際し法又は法に基づく規則により有資格者等の選任が必要となる場合、その職務が適切に遂行できるよう配置されているか、又は配置される方針が適切に示されていること。</p> <p><解説> 指針10. 有資格者の選任・配置 「有資格者等」とは、原子炉主任技術者免状若しくは核燃料取扱主任者免状を有する者又は運転責任者として基準に適合した者をいう。</p> | <p>(i) 原子炉主任技術者については、必要な要件を定めた上で選任し、独立性が確保された職位として配置する(している)ことを確認する。</p> <p>① 原子炉主任技術者の免状を有し、実務経験を有する者から、職務遂行能力を考慮した上で原子炉ごとに選任する(している)ことを確認。</p> <p>② 原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うこととし、原子炉施設の運転に関して必要な指示ができるよう、職務の独立性が確保された職位として配置する(している)ことを確認。</p> <p>③ 原子炉主任技術者の代行者は、要件を有する適切な職位の者から選任する(している)ことを確認。</p> <p>(ii) 運転責任者について、基準に適合した者の中から選任し、当直の責任者の職位として配置する(している)ことを確認した。</p> | <p>(i)</p> <p>① 原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者の免状を有し、実務経験を有する者から、原子炉ごとに選任するとしていることを確認した。 実務経験は、発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務を3年以上有することであることを確認した。また、実務経験に加えて、職務遂行能力を考慮した上で選任することを確認した。 補足説明資料において、原子炉主任技術者の選任は本店の保安に関する管理職の者の中から選任することが示されている。</p> <p>② 原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うこととし、原子炉施設の運転に関して必要な指示ができるよう、職務の独立性を確保するために本店の保安に関する管理職を配置するとしていることを確認した。 原子炉主任技術者が発電所の他の職位と兼務する場合は、保安に関する職務からの判断と炉主任としての判断が相反しない職位とすることを確認した。 補足説明資料において、原子炉主任技術者が兼務できる発電所の他の職位は、原子炉施設の運転に関する職務に携わらないこと、特定の設備に対する責任と権限を有していないこと等、職務遂行上、原子炉主任技術者との判断の相反性の発生が想定されていない職位を選任可能な職位として選定するという考え方が示されている。</p> <p>③ 原子炉主任技術者の代行者は、原子炉主任技術者の要件を有する管理職の職位の者から選任することとし、本店に勤務する管理職が代行者として選任される場合には、発電所の現状把握等に関して必要な措置を講じることにより、発電所に勤務する代行者と同等の職務遂行を可能とするとしていることを確認した。 補足説明資料において、原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を原子炉主任技術者の選任要件(本店の保安に関する役職者が実施する場合は、必要な要素を付与するための措置を講じることを含む)を満たす管理職から選任し、職務遂行に万全を期すことが示されている。</p> <p>(ii) 運転責任者は、規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、当直の責任者である当直課長の職位として配置するとしていることを確認した。</p> |

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（外部からの衝撃による損傷の防止（その他自然現象等）（第6条））

第6条は、設計上考慮すべき自然現象（組合せも含む。）及び人為事象（故意によるものを除く。以下本節において同じ。）により、安全施設の安全機能が損なわれないような設計とすることなどを要求しているため、以下の事項について確認する。

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。

3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。

2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。

3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。

4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。

5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。

6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。

7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。

8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。

なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。

外部からの衝撃による損傷の防止（第6条）

| | |
|---|----|
| 1. 設計基準上考慮すべき事象の抽出及び当該事象に対する設計方針..... | 2 |
| (1) 自然現象 | 2 |
| (2) 人為事象 | 9 |
| 2. 自然現象の組合せ | 11 |
| 3. 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮..... | 14 |

1. 設計基準上考慮すべき事象の抽出及び当該事象に対する設計方針

(1) 自然現象

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|--|
| <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>第6条 (外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> | <p>自然災害や自然現象の知見・情報を広く収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に加え、当該自然現象に関連して発生する可能性がある自然現象も含めて抽出しているか。</p> <p>(i) 設計上考慮すべき自然現象</p> <p>① 「想定される自然現象」については、自然災害や自然現象に関する国内外の基準類や文献等を基に網羅的に自然現象が収集されていることを確認。</p> <p>例：洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等</p> | <p>① 国内外の基準や文献等に基づき自然現象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る個々の自然現象として、竜巻、火山の影響、森林火災、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、高潮、洪水及び地滑りの12事象を抽出していることを確認した。</p> <p>外部ハザードの抽出にあたっては、以下の文献を基に抽出したことを確認した。※ここでは人為事象も合わせて記載する。</p> <ol style="list-style-type: none"> Specific Safety Guide No. SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010 Safety Requirements No. NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003 NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983 NUREG -1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991 ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009 NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈 “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年 “産業災害全史”, 日外アソシエーツ, 2010年1月 “日本災害史事典 1868-2009”, 日外アソシエーツ, 2010年9月 NEI 06-12 “B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December 2006 <p>補足説明資料において、設計基準において想定される自然現象及び外部人為事象に係る外部ハザードを幅広く検討するため、国内外の基準や文献等を参考に網羅的に抽出し、発電所で考慮すべき事象を選定したことが示されている。<補足説明資料： 6自-別添-1~18></p> <p>(1) 国内外の基準等から網羅的に抽出</p> <p>設計上考慮すべき事象の選定にあたって、想定される自然現象及び外部人為事象に係る外部ハザードを幅広く検討するために国内外の基準や文献等を参考に網羅的に自然現象及び外部人為事象に係る外部ハザードの抽出を行ったことが示されている。</p> <p>参考とした国内外の基準及び文献等は以下のものが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> Specific Safety Guide No. SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|-------------|---|
| | | <p>Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003 ・ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983 ・ NUREG -1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991 ・ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009 ・ NEI 12-06[Rev. 0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012 ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 ・ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈 ・ “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年 ・ “産業災害全史”, 日外アソシエーツ, 2010年1月 ・ “日本災害史事典 1868-2009”, 日外アソシエーツ, 2010年9月 ・ NEI 06-12 “B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December 2006 <p>これらの基準等に基づき抽出した自然現象に係る外部ハザードとして 53 事象及び人為事象に係る外部ハザードとして 21 事象を整理したことが示されている。</p> <p>(2) 想定する自然事象及び人為事象の選定</p> <p>網羅的に抽出した事象について、設計上考慮すべき自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象を選定するため、敷地の自然現象や敷地及び敷地周辺の状況を考慮し、海外での評価手法※を参考とした除外基準のいずれかに該当するものは除外して事象（自然現象 12 事象、外部人為事象 7 事象）の選定したことが示されている。また、選定しない場合には、選定外とした理由が示されている。</p> <p>なお、ASME 判断基準との比較が「補足説明資料 7」として示されている。＜補足説明資料： 6 自-別添-1～18、6 自-別添補足-40＞</p> <p>※ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”</p> <p>基準 1 当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。</p> <p>基準 2 ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。</p> <p>基準 3 当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|-------------|--|
| | | <p>基準4 影響が他の事象に包含される。</p> <p>基準5 発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。</p> <p>基準6 外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。</p> <p>（基準5として選定外とした理由） 「発生頻度が他の事象と比較して非常に低い」として選定しなかった隕石や人工衛星については、NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities” によると、隕石や人工衛星については、衝突の確率が10^{-9}と非常に小さいため、起因事象頻度は低く IPEEE の評価対象から除外する旨が記載されている。なお、本記載の基になった NUREG/CR-5042, Supplement2 によると、1ポンド以上の隕石の年間落下数と地表の一定面積に落下する確率を面積比で概算した結果、100ポンド以上の隕石が10,000平方フィートに落下する確率は7×10^{-10}/炉年、100,000平方フィートに落下する確率は6×10^{-8}/炉年、隕石落下による津波の確率は9×10^{-10}/炉年と評価されているとしている。</p> <p>その他、IAEA の SAFETY STANDARDS SERIES No. NS-R-1, “Safety of Nuclear Power Plants : Design”では、想定起因事象で考慮しないものとして、自然又は人為の事象であって、極めて起こりにくいもの（隕石や人工衛星の落下）を挙げている。</p> <p>なお、隕石が大飯発電所に衝突する確率については、概略計算で以下のとおり見積もられている。地球近傍の天体が地球に衝突する確率及び衝突した際の被害状況を表す尺度として、トリノスケールがあるが、2012年現在において、NASA は、今後100年間に衝突が起こる可能性のある天体について、このトリノスケールのレベル1を超えるものはないとしている。このレベル1の小惑星として“2007VK184”が挙げられているが、当該惑星の衝突確率は「1750分の1」である。そこで、隕石が地球に落ちて地上に当たる確率を1/1750とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地球の表面積：510,072,000[km²] ・大飯発電所の敷地面積：1.75[km²] <p>であることから、隕石が大飯発電所の敷地内に衝突する確率は概算で以下のとおりとなる。 $1/1750 \times (1.75/510,072,000) = 1.96 \times 10^{-12}$</p> <p>また、これらの自然現象ごとに、関連して発生する可能性がある自然現象も含めていることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|--|--|
| | <p>原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき外部事象（設計上考慮すべき自然現象及び設計上考慮すべき人為事象）によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計するとしているか。</p> <p>(ii) 設計上考慮すべき自然現象に対する設計方針</p> <p>① 想定される自然現象の影響に対して、以下の点を考慮した上で設計方針を定めていることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 最新の科学的・技術的知見を踏まえているか ・ 信頼性のある過去の記録を調査しているか <p>上記の考慮事項以外に、個別自然現象に対する設計方針として考慮すべき事項について例示する。</p> <p>a. 風（台風）について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 建築基準法に基づく風荷重 ✓ 関連して発生する可能性のある雷や高潮との重畳 ✓ 台風の発生に伴う飛来物の影響を評価（竜巻影響評価にて包絡される方針でもよい。） <p>b. 降水について</p> | <p>① 抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12事象）のうち、「竜巻に対する設計方針」、「火山の影響に対する設計方針」及び「外部火災に対する設計方針」に記載したものの以外のその他自然現象（9事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大飯発電所から距離的に近く（約32km）、観測所が海岸部の平坦地にあり、気候的に類似している舞鶴特別地域気象観測所のデータを用いることが示されている。〈補足説明資料：6自-別添補足-42~46〉</p> <p>a. 風（台風）</p> <p>建築基準法に基づき風荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とすることを確認した。</p> <p>敷地付近で観測された最大瞬間風速は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947~2012年）によれば、51.9m/s（2004年10月20日）であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、台風の中心付近では強い上昇気流にて雷が、また、台風による気圧低下に伴う高潮の発生が考えられることが示されている。〈補足説明資料：6自-別添-19~27、別添補足-47~60〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雷については、台風と落雷の各々の事象に対して、安全施設の安全機能を損なうことのない設計としている。 ・ 高潮については、安全施設は台風における高潮においても影響を受けることのない敷地高さに設置し、安全機能を損なうことのない設計としている。 <p>台風の発生に伴う飛来物の影響は、竜巻影響評価にて想定している設計飛来物の影響に包絡されることが示されている。</p> <p>また、安全施設に対する風荷重は、建築基準法に基づき、地方毎に過去の台風の記録に基づき定められた基準風速及び施設の周辺状況を基に算出した速度圧と、施設の形状に応じた風力係数より設定し、これに対し機械的強度を有する構造とすることで、安全施設の安全機能を損なうことのない設計としている建築基準法による風荷重の算出方法が改正されたことから、改正後の建築基準法による風荷重に対しても安全機能を損なわない設計であることの比較結果が示されている。その結果、風荷重と大飯3号機工事計画認可申請の設計用水平地震力を比較し、風荷重が設計用水平地震力を下回っていることを確認したことが示されている。</p> <p>b. 降水</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|--|
| | <ul style="list-style-type: none"> ✓ 安全施設への影響として考えられる最大の降水量 ✓ 防護対策は、溢水による評価にて包絡される方針でもよい c. 落雷について <ul style="list-style-type: none"> ✓ 避雷設備、接地網等、接地抵抗の低減や電撃に伴う構内接地系の電位分布の平坦化を図ること ✓ 安全保護回路への雷サージ抑制を図ること d. 生物学的事象について <ul style="list-style-type: none"> ✓ クラゲ等の発生や除塵装置を通過する貝等の海生生物、小動物の侵入等、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置を図ること e. 凍結について <ul style="list-style-type: none"> ✓ 安全施設への影響として考えられる最低 | <p>本発電所近隣の気象観測所で観測された日最大1時間降水量を上回る処理能力を持つ構内排水設備を設置して海域に排水する設計とすることを確認した。</p> <p>敷地付近で観測された日最大1時間降水量は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947～2012年）によれば、80.2mm（1957年7月16日）であることを確認した。</p> <p>安全施設は、森林法に基づき、降水に対して、観測記録を上回る降雨強度86mm/hの排水能力を有する構内排水施設を設けて、海域に排水する設計としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、日本全国の日最大1時間降水量153mm/hの降雨が発生した際の豪雨に対する影響評価を実施し、敷地の地表面は基本的に海に向けて標高が順次低位となるように設計されていることもあり、幹線排水路等から雨水が溢れても、地表面を直接流れて海に排水することができることが示されている。〈補足説明資料：6自-別添補足-47～50〉</p> <p>c. 落雷</p> <p>建屋等に避雷針を設置するなど雷害防止対策を行う設計とすることを確認した。</p> <p>雷害防止対策として、建屋等に避雷設備を設け、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>d. 生物学的事象</p> <p>クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却海水設備に除塵設備を設ける設計とし必要に応じて塵芥を除去することを確認した。また、除塵装置を通過する貝等の海生生物に対して、海水ストレーナや復水器細管洗浄装置により原子炉補機冷却水冷却器や復水器等への影響を防止する設計とすることを確認した。小動物の侵入に対して屋外設置の端子箱貫通部等をシールする設計とすることを確認した。（添付8 1.1.1.4）</p> <p>生物学的事象に対して、クラゲ等の海生生物の発生、小動物の侵入を考慮することを確認した。</p> <p>安全施設は、クラゲ等の海生生物の発生に対して、原子炉補機冷却海水設備に除塵装置を設け、また、小動物の侵入に対して、屋外装置の端子箱貫通部等にシールを行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>除塵装置を通過する貝等の海生生物については、海水ストレーナや復水器細管洗浄装置により、原子炉補機冷却水冷却器や復水器等への影響を防止する。さらに、定期的に開放点検、清掃をできるよう点検口等を設ける設計とする。</p> <p>補足説明資料において、除塵装置の配置・構造、運転操作等が示されている。〈補足説明資料：6自-別添補足-1～12〉</p> <p>e. 凍結</p> <p>本発電所近隣の気象観測所で観測された最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれがある</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|---|
| | <p>気温</p> <p>f. 積雪について</p> <p>✓ 安全施設への影響として考えられる最大の積雪量を考慮して積雪荷重を設定すること</p> <p>g. 高潮について</p> <p>✓ 高潮の影響を受けないよう安全施設への影響として考えられる最大の潮位</p> <p>h. 地滑りにについて</p> <p>✓ 地震又は大雨により発生するが、第6条においては、大雨に起因する地滑りにつ</p> | <p>ものは保温等の凍結防止対策を行う設計とすることを確認した。</p> <p>敷地付近で観測された最低気温は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947～2012年）によれば、-8.8℃（1977年2月16日）であることを確認した。</p> <p>屋外機器等で凍結のおそれのあるものに保温等の凍結防止対策を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>補足説明資料において、凍結防止対策の具体例が示されている。＜補足説明資料：6自-別添-23＞</p> <p>f. 積雪</p> <p>建築基準法に基づき積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とすることを確認した。</p> <p>敷地付近で観測された積雪の深さの月最大値は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947年～2012年）によれば、87cm（2012年2月2日）であることを確認した。</p> <p>安全施設は、積雪荷重を建築基準法に基づき設定し、これに対し機械的強度を有することにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、積雪荷重は、建築基準法に基づき、積雪量100cmとして積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する構造とすることで安全施設の安全機能を損なうことのない設計としている。また、設計を超える積雪が発生したとしても、火山影響評価において、火山灰と積雪の組合せ荷重に耐えることを確認していること、及び除雪による緩和措置をとることが可能であることから、安全施設の安全機能を損なうおそれはないとしていることが示されている。＜補足説明資料：6自-別添-19～27＞</p> <p>g. 高潮</p> <p>本発電所近隣の検潮所での過去最高潮位以上の敷地高さに安全施設を設置し、高潮により影響を受けることのない設計とすることを確認した。なお、海水ポンプ室については、防護壁及び敷地で囲うことにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>発電所周辺海域の潮位については、発電所から西方約25km地点に位置する舞鶴検潮所における潮位を設計潮位とすることを確認した。</p> <p>舞鶴検潮所における観測記録（1969年～2011年）によれば、過去最高潮位はT.P.（東京湾平均海面）+0.93m（1998年9月22日；台風7号）であることを確認した。</p> <p>安全施設は、敷地高さ（T.P.+9.7m以上）に設置し、高潮により安全機能を損なうことのない設計とする。なお、海水ポンプ室周辺地盤についてもT.P.+8.0mとし、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>h. 地滑り</p> <p>重要安全施設を内包する原子炉補助建屋の西側が、土砂災害危険箇所図（国土交通省国土策局発行）の記載に基づく土石流危険区域と示されていることから、土石流が流れ込むこと</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|--|--|
| | <p>いて評価が（地震に起因する地滑りについては、第4条地震において確認）</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 地滑り地形分布図（独立行政法人防災科学技術研究所発行）及び土砂災害危険箇所図（国土交通省国土政策局発行）、文献調査、空中写真判読等により、地滑りの影響を受ける恐れがある場所を特定 ✓ 一方、それらに基づき地滑りの影響を受ける恐れがないと評価できる場合は、その理由 <p>i. 洪水について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 国土交通省国土政策局発行の浸水想定区域図等により、洪水の影響を受ける恐れがあるか ✓ 一方、それらに基づき洪水の影響を受ける恐れがないと評価できる場合は、その理由 | <p>を防止するため、堰堤を土石流危険渓流に設置する設計とする。堰堤は、国土交通省国土技術政策総合研究所の砂防基本計画策定指針（土石流・流木編）解説により求めた土石流危険渓流の流出量に保守性を加えた計画流出量を捕捉できる設計とし、風（台風）と積雪との荷重の組合せも考慮することを確認した。また、堰堤の健全性を確保できる堆積制限位を超える事象が発生した場合は、堆積制限位以下となるよう土砂撤去を行うこととし、堆積制限位以下にできないと判断する場合に備えて、プラントを停止する手順を整備する等の運用上の措置を講じる」としていることを確認した。</p> <p>地すべり地形分布図（独立行政法人防災科学技術研究所発行）及び土砂災害危険箇所図（国土交通省国土政策局発行）によると、大飯発電所周辺の地滑り地形は第1.12.9.1.1図に示すとおりであり、この地滑り地形の箇所の地滑りに対して、安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>地すべり地形分布図及び土砂災害危険箇所図によると、大飯発電所西側において土石流危険区域に設定されている箇所があるが、地表踏査等により土石流危険渓流流域界に指定されている斜面の範囲においては、露頭が多く確認されており、土砂の堆積はわずかな層厚であり土石流を発生させるようなものではなく、仮に発生したとしても土石流が安全施設まで到達するおそれはない。また、その他の地滑り箇所については、特高開閉所があるが、損傷してもディーゼル発電機による電源供給が可能であること及び別系統による外部電源の確保が可能であることから、安全機能に影響を与えるおそれはないとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、計画流出量の算出方法、堰堤に影響を与えるおそれのある自然現象の組合せの考え方、堰堤の構造、堆積制限位の設定の考え方が示されている<補足説明資料：6自-別添補足-70~97>。</p> <p>また、「地滑り」とは、「土石流」、「急傾斜地の崩壊」、「地すべり※」を包含したものとして言葉を定義していることが示されている<補足説明資料：6自-別添補足-70,73>。</p> <p>※「地すべり」とは、地下水などの影響により斜面の一部が動き出す現象をいう。</p> <p>i. 洪水</p> <p>敷地付近は、地形及び表流水の状況から判断して、洪水による被害は考えられない」としていることを確認した。</p> <p>発電所周辺地域における河川としては、敷地から南方向7kmのところ佐分利川があるが、発電所が立地している大島半島にはない。</p> <p>補足説明資料において、おおい町総合防災マップが示されている。<補足説明資料：6自-別添-19~27></p> |

(2) 人為事象

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>第六条</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> | <p>人為事象に関する知見・情報を広く収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出しているか。</p> <p>（i）設計上考慮すべき人為事象</p> <p>① 「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」は、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、外部人為的事象に関する国内外の基準類や文献等を基に網羅的に収集され、設計上考慮すべき外部人為的事象が科学的、合理的に抽出されていることを確認。</p> <p>例：飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等</p> | <p>① 国内外の基準や文献等に基づき人為事象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下等）及びダム崩壊の7事象を抽出していることを確認した。</p> <p>外部ハザードの抽出にあたっては、「自然現象」と同様に文献を基に抽出したことを確認した。</p> |
| | <p>原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき外部事象（設計上考慮すべき自然現象及び設計上考慮すべき人為事象）によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計しているか。</p> <p>（ii）設計上考慮すべき人為現象に対する設計方針</p> <p>① 想定される人為事象の影響に対して、以下の点を考慮した上で設計方針を定めていることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最新の科学的・技術的知見を踏まえているか ・信頼性のある過去の記録を調査しているか <p>上記の考慮事項以外に、個別人為現象に対する設計方針として考慮すべき事項について例示する。</p> <p>a. 船舶の衝突について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえたもの | <p>① 抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）のうち、「外部火災に対する設計方針」に記載したもの以外のその他人為事象（4事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない設計としていることを確認した。</p> <p>a. 船舶の衝突</p> <p>一般航路は本発電所から離隔距離が確保されていることを確認した。</p> <p>発電所周辺海域の船舶の航路としては、発電所沖合の約18km以遠に舞鶴から小樽（北海道）</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|---|--|
| | <p>b. 電磁的障害について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ サージ・ノイズや電磁波の侵入防止のため、必要な機器に電磁波侵入防止対策を講じる ✓ 現時点では、太陽活動に起因する大規模な電磁障害（太陽フレア）は知見が十分でないため評価対象としなくてよい <p>c. ダムの崩壊について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ ダムの崩壊の影響を受ける恐れがないと評価できる場合は、その理由 | <p>までのフェリー航路があり、また、小浜湾には発電所から東方向約3kmに景勝地蘇洞門めぐりの遊覧船と小浜湾を周遊する観光船の定期航路があることを確認した。</p> <p>また、<u>小型船舶が本発電所近傍で漂流した場合でも、防護壁により、海水ポンプの取水に影響を与えるおそれはない設計とする</u>ことを確認した。</p> <p>仮に取水口に侵入し3、4号海水ポンプ室前面に到達したとしても防護壁があり、海水ポンプの取水に影響を与えるおそれはないとしていることを確認した。</p> <p>また、<u>重油流出事故が発生した場合はオイルフェンスを設置する設計とする</u>ことを確認した。</p> <p>b. 電磁的障害</p> <p><u>原子炉安全保護計装盤及びケーブルに対し、電磁波の侵入防止対策を行う設計とする</u>ことを確認した。</p> <p>電磁波の侵入防止対策として、日本工業規格（JIS）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としているため、電磁的障害により安全施設が安全機能を損なうことはないとしていることを確認した。</p> <p><u>補足説明資料において、「電磁的障害防止策」及び「サージ・ノイズ対策回路の具体的な構成」について示されている。〈補足説明資料：6自-別添補足-28~29〉</u></p> <p>c. ダムの崩壊</p> <p><u>崩壊により本発電所に影響を及ぼすようなダムはないことから、設計上考慮する必要はない</u>ことを確認した。</p> |
| <p>(解釈)</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> <p>なお、上記の航空機落下については、「<u>実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について</u>」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に</p> | <p>① 航空機落下について</p> <p>「<u>実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について</u>」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、号炉毎に、航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年を超えないことを確認。</p> <p>② 仮に、その結果が10^{-7}回/炉・年を超えた場合、必要に応じて防護設計を行う方針であることを確認。</p> | <p>① 飛来物（航空機落下等）に対しては、<u>「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について</u>」（平成14・07・29原院第4号）等に基づき、航空機落下確率を評価した結果、3号炉は約3.0×10^{-8}回/炉・年、4号炉は約3.0×10^{-8}回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である10^{-7}回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はないことを確認した。</p> <p>本発電所敷地周辺の社会環境からみて、発電所周辺での爆発等に起因する飛来物により、安全施設が安全機能を損なうことはない。</p> <p><u>補足説明資料において、評価に用いた数値及び評価結果が示されている。〈補足説明資料：6自-別添補足-13~27〉</u></p> <p>② 10^{-7}回/炉・年を超えないため、防護設計は不要であることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|----------------------|-------------|------------|
| 基づき、防護設計の要否について確認する。 | | |

2. 自然現象の組合せ

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>(解釈)</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p> | <p>安全施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき自然現象の組合せを検討しているか。なお、安全施設の安全機能が損なわれないことを広く確認する観点から、地震と津波についても、組み合わせる自然現象の対象に含めているか。</p> <p>(i) 組み合わせる自然現象の抽出</p> <p>① 各自然現象によって従属的に発生する可能性がある自然現象も考慮し、自然現象の組み合わせについて網羅的に検討していることを確認。</p> <p>② これらの組み合わせが原子炉施設に与える影響の評価については、(1) 個々の自然現象（従属的に発生する可能性がある自然現象も含む）の設計に包絡されているか、(2) 原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれぞれ与える影響を重ね合わせたものよりも小さくなるか、(3) 同時に発生するか、の3つの観点から検討していることを確認。</p> | <p>① 抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12事象）のうち、本発電所の敷地では発生しないと評価した洪水を除くとともに、「津波による損傷の防止（第5条関係）」において評価した高潮を除いた10事象に、地震及び津波を加えた12事象について、組合せを検討していることを確認した。その際、各自然現象によって関連して発生する可能性がある自然現象も考慮し、自然現象の組合せについて網羅的に検討していることを確認した。</p> <p>② この組合せが原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象（関連して発生する可能性がある自然現象も含む。）の設計に包絡されている、②原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影響よりも小さくなる、③同時に発生するとは考えられない、という3つの観点から検討していることを確認した。</p> <p>自然現象の組合せについては、発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）から、敷地の地形等から判断して被害を受けないと評価した洪水及び津波に包絡される高潮を除いた事象に、地震及び津波を加え、網羅的に組み合わせる。</p> <p>組合せの評価に当たっては、各々の自然現象の設計に包絡されること、同時に発生するとは考えられないこと、又は与える影響が自然現象を重ね合わせることで各々の自然現象が与える影響より緩和されることといった観点から評価する。</p> <p>なお、発生頻度が高い風（台風）、積雪、降水又は凍結については、降水及び積雪、並びに降水及び凍結の組合せは同時に発生するとは考えられない、又は各々の影響より緩和されることを考慮し、風（台風）及び降水の組合せ、並びに風（台風）、積雪及び凍結の組合せをあらかじめ想定する。</p> <p>また、組合せの評価のうち、「第四条地震による損傷の防止」及び「第五条津波による損傷の防止」において考慮する事項は、各々の条項で考慮する。</p> <p>補足説明資料において、組み合わせた事象によるプラントに及ぼす影響が、①個々の自然現象（関連して発生する可能性がある自然現象も含む）の設計に包絡されるか、②原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影響よりも小さくなるか、③同時に発生するとは考えられないかという3つの観点から検討していることが示されている。〈補足説明資料：6自-別添-34～74〉</p> |
| | <p>組合せによる影響（地震と津波に係る影響は「地震による損傷の防止（第4条関係）」及び「津波による損傷の防止（第5条関係）」において検討していない影響）により、安全施設の安全機能が損なわれないように設計しているか。</p> | <p>① 上記の①から③（組み合わせが原子炉施設に与える影響の3つの観点）のいずれかに該当する自然現象の組合せについては、安全施設の安全機能が損なわれないことを確認したとしていることを確認した。</p> <p>組合せの評価の結果、考慮が必要とされた風（台風）、積雪及び火山の荷重の組合せに対しては、安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする。その他の組合せに対しては、安全施設の安</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|--|
| | <p>(ii) 組み合わせる自然現象に対する設計方針</p> <p>① (i) の環境条件においても、その設備が有する安全機能が損なわれない方針であることを確認。</p> | <p>全機能を損なうことがないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、自然現象の組み合わせによる安全施設にあてる影響について「想定される自然現象とプラントに及ぼす影響」として整理されていることが示されている。その結果、組み合わせた事象がプラントに及ぼす影響については、個別の事象の設計に包絡されること、事象の組合せが起こり得ないこと、又は、それぞれの事象の影響が打ち消し合う方向であることから、安全施設の安全機能を損なわないことが示されている。</p> <p><補足説明資料：6 自-別添-34~74></p> <p>また、①から③のいずれにも該当しない設計上考慮すべき自然現象の組合せとして、「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」並びに「風（台風）、積雪及び地滑りの組合せ」が抽出され、それら組合せに対して安全施設の安全機能が損なわれない設計とされていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、設計上考慮すべき荷重評価における自然現象の組合せの抽出過程が示されている。<補足説明資料：6 自-別添-73~75></p> <p>a. 組合せを検討する自然現象の抽出</p> <p>荷重により安全施設に大きな荷重を与えると考えられる現象は、風（台風）、竜巻、積雪、火山灰、地滑り、地震及び津波である。</p> <p>このうち、竜巻については、発生頻度が低く、影響範囲が極めて限定的であることから、竜巻による荷重に他の自然現象による荷重を組み合わせる必要はない。また、地滑りに関しては施設への影響が限定的であることから、影響が限定的な施設における荷重の組合せとして考慮する。</p> <p>荷重の組合せを考慮する自然現象のうち、地震、津波及び火山灰による荷重は、発生頻度が低い偶発荷重であるが、発生すると荷重が比較的大きいことから、設計用の主荷重として扱う。これに対して、風荷重は、発生頻度が主荷重と比べて高い変動荷重であり、発生する荷重は主荷重と比べて小さいことから、従荷重として扱う。なお、積雪荷重については、大飯発電所は多雪区域であることから、常時積雪荷重が加わることを考慮する。</p> <p>b. 荷重の性質</p> <p>荷重の大きさについては、主荷重は従荷重と比較して大きく、主荷重が支配的になる。最大荷重の継続時間については、地震、津波及び風は最大荷重の継続時間が短い。これに対して、火山灰は、一度事象が発生すると、降下物が降り積もって堆積物となり、長時間にわたって荷重が作用するため、最大荷重の継続時間が長い。発生頻度については、主荷重は従荷重と比較して発生頻度が非常に低い。</p> <p>以下、荷重の性質を考慮して、主荷重同士の組合せ及び主荷重、従荷重である風荷重、常時考慮する積雪荷重の組合せについて検討する。</p> <p>c. 主荷重同士の組合せ</p> <p>主荷重同士の組合せについては、従属事象、独立事象であるかを踏まえ検討する。</p> <p>(a) 地震及び津波</p> <p>主荷重同士の組合せとしては、地震と津波には因果関係があるため、地震及び津波を設計上考慮する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|-------------|---|
| | | <p>(b) 火山灰及び地震 基準地震動の震源と火山とは十分な距離があることから、独立事象として扱い、それぞれ発生頻度が小さいことから組合せを考慮しない。火山性地震については、火山と敷地とは十分な距離があることから、火山性地震とこれに関連する事象による影響はないと判断し、地震と火山の組合せは考慮しない。</p> <p>(c) 火山及び津波 基準津波の波源と、火山とは十分な距離があることから、独立事象として扱い、それぞれの頻度が十分小さいことから組合せを考慮しない。火山活動に関する検討結果から想定される津波の規模及び地形的障害を考慮すると、敷地に影響を及ぼすような津波が到達することはない、火山事象に伴う津波による影響はないと判断し、津波と火山の組合せは考慮しない。</p> <p>d. 主荷重、従荷重及び常時考慮する積雪荷重の組合せ 主荷重と従荷重である風荷重が同時に発生する場合を考慮し、主荷重と組み合わせるべき風荷重について検討する。また、常時考慮する積雪荷重について、組み合わせるべき積雪荷重を検討する。</p> <p>(a) 地震荷重又は津波荷重と風荷重及び積雪荷重の組合せ 地震又は津波と風については、それぞれ最大荷重の継続時間が短く同時に発生する確率は低いものの、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、適切に組合せを考慮する。組み合わせる風速の大きさは、平成12年5月31日建設省告示第1454号に定められた大飯郡の基準風速32m/sとする。また、常時考慮すべき積雪荷重については、建築基準法の多雪区域における地震荷重と積雪荷重の組合せを適用して、建築基準法施行細則（福井県）に定められた大飯郡の垂直積雪量100cmに準近的な積雪荷重を与えるための係数0.35を考慮する。</p> <p>(b) 火山灰による荷重と風荷重及び積雪荷重の組合せ 火山灰と風については、火山灰による荷重の継続時間が他の主荷重と比較して長いこと、組合せを考慮し、施設の形状、配置により適切に組み合わせる。組み合わせるべき荷重について、建築基準法の多雪区域において、風荷重と積雪荷重の組合せが定められているため、建築基準法を参考にして風荷重と積雪荷重を設定する。 風荷重については、平成12年5月31日建設省告示第1454号に定められた大飯郡の基準風速32m/sとする。また、常時考慮すべき積雪荷重については、建築基準法施行細則（福井県）に定められた大飯郡の垂直積雪量100cmを考慮する。</p> <p>組合せの評価のうち、「第四条地震による損傷の防止」及び「第五条津波による損傷の防止」において考慮する事項は、各々の条項で考慮することを確認した。</p> |

3. 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>第六条</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。</p> <p>5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。</p> | <p>重要安全施設の設計に当たっては、これに大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象（必要に応じて異種の自然現象を重畳させる）により作用する力（衝撃）に設計基準事故時の荷重（応力）を適切に考慮する必要があり、それぞれの因果関係や時間的变化を踏まえて、適切に組み合わせているか。</p> <p>① 「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」として、考慮する必要の有無を確認。考慮する必要がある場合は、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されたものであることを確認。</p> <p>② 過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、考慮する必要がある場合には、異種の自然現象を重畳させる方針であることを確認。</p> <p>③ 「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」について、第6条1項の想定される自然現象及びその組み合わせで最大のものとして整理することとしていることを確認。</p> | <p>① 重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、抽出した自然現象に含まれるとしていることを確認した。また、これらの自然現象又は「自然現象の組合せ」で抽出した自然現象の組合せにより、重要安全施設を含む安全施設の安全機能が損なわれない設計としていることから、これらの自然現象により設計基準事故は発生しないため、当該自然現象と設計基準事故を組み合わせる必要はないとしていることを確認した。</p> <p>具体的には、重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせて設計することを確認した。</p> <p>② なお、過去の記録及び現地調査の結果を参考にして、考慮する必要がある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとすることを確認した。</p> <p>③ 重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、選定した自然現象（12事象）に含まれることを確認した。また、重要安全施設を含む安全施設は、1.において選定した自然現象又はその組み合わせにより安全機能を損なわない設計としていることを確認した。</p> |
| <p>（解釈）</p> <p>6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。</p> | <p>① 「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により、当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせていることを確認。</p> <p>② 因果関係については、これらの自然現象が、設計基準事故の起因とはならないように設計する場合は、設計基準事故と当該自然現象は独立した事象と考えられることから、設計基準の評価におい</p> | <p>① 設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により重要安全施設に作用する衝撃と設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計としていることを確認した。</p> <p>安全機能が損なわれなければ設計基準事故に至らないため、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象又はその組合せと設計基準事故に因果関係はない。</p> <p>② したがって、因果関係の観点からは、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、各々の事象に対して、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|--|--|
| | <p>ては、設計上想定する当該自然現象と設計基準事故の組み合わせを考慮する必要はない。</p> <p>③ 時間的変化については、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象について、当該自然現象により作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に組み合わせることを確認。</p> | <p>補足説明資料において、荷重の組合せについて、地震、津波、風及び積雪の組合せ、火山灰、風及び積雪の組合せを考慮する。また、影響が限定的な施設への組合せとしては地滑り、風及び積雪の組合せを考慮する。ただし、荷重の組合せによる影響は、「第四条 地震による損傷の防止」又は「第五条 津波による損傷の防止」の条項において、地震又は津波と積雪の荷重を、施設の形状、配置に応じて考慮する。また、地震又は津波と風の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮することが示されている。</p> <p><補足説明資料：6 自-別添 76, 77></p> <p>③ 設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象はないため、当該自然現象により作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に組み合わせる必要はないことを確認した。</p> |

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（竜巻（第6条））

設置許可基準規則第6条第1項及び第2項は、想定される竜巻が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求しているため、以下の事項について確認する。

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。

3 （略）

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。

2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。

3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものをもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。

4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。

5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。

6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。

7～8 （略）

外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）（第6条）

| | |
|--------------------------------------|--------|
| 1. 竜巻に対する防護に関して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針 | 6 竜-2 |
| 2. 発生を想定する竜巻の設定 | 6 竜-5 |
| (1) 竜巻検討地域の設定 | 6 竜-5 |
| (2) 基準竜巻の設定 | 6 竜-8 |
| (3) 設計竜巻の設定 | 6 竜-17 |
| 3. 設計荷重の設定 | 6 竜-22 |
| (1) 設計竜巻荷重 | 6 竜-25 |
| (1-1) 風圧力の設定 | 6 竜-25 |
| (1-2) 気圧差による圧力 | 6 竜-27 |
| (1-3) 飛来物の衝撃荷重 | 6 竜-30 |
| (1-4) 設計竜巻荷重の組み合わせ | 6 竜-33 |
| (2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重 | 6 竜-34 |
| | 6 竜-1 |

| | |
|---------------------------------|--------|
| 4. 設計対象施設の設計方針..... | 6 竜-35 |
| (1) 設計方針..... | 6 竜-35 |
| (2) 建屋・構築物等の構造健全性の確認【工事計画】..... | 6 竜-41 |
| (3) 設備の構造健全性の確認【工事計画】..... | 6 竜-43 |
| (4) その他の確認事項【工事計画】..... | 6 竜-44 |
| 5. 竜巻随件事象に対する設計対象施設の設計方針..... | 6 竜-45 |

1. 竜巻に対する防護に関して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針

| 設置許可基準規則/解釈（竜巻影響評価ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>1.1 目的</p> <p>原子力規制委員会の定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第6条において、外部からの衝撃による損傷の防止として、安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならないとしており、敷地周辺の自然環境を基に想定される自然現象の一つとして、竜巻の影響を挙げている。本ガイドは、当該規定に関連して、原子炉施設の供用期間中に極めてまれに発生する突風・強風を引き起こす自然現象としての竜巻及びその随件事象（注1.1）等によって原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であることを設置許可段階において確認する一例として安全審査に活用することを目的とする。また、本評価ガイドは、竜巻影響評価の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。</p> <p>設置許可段階の安全審査においては、以下の2点について確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計竜巻及び設計荷重（設計竜巻荷重及びその他の組み合わせ荷重（注1.2））が、本ガイドに示す基本的な方針を満足した上で適切に設定されていること。 ・設計荷重に対して、竜巻防護施設の構造健全性等が維持されて安全機能が維持される方針であること。 | <p>竜巻によって安全施設の安全機能が損なわれないことを確認するための施設を抽出しているか。 この抽出をするための区分としては、竜巻ガイドにおいて、その施設の安全機能が損なわれないように防護する必要がある竜巻防護施設と、竜巻防護施設に対して影響を及ぼし得る施設の双方（以下この節において「設計対象施設」という。）を示している。</p> <p>(1) 竜巻から防護する施設の抽出</p> <p>耐震重要度分類等を参照し、竜巻から防護する施設を網羅的に抽出しているか。</p> <p>① 竜巻から防護する施設として、クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出することを確認。</p> <p>抽出した竜巻から防護する施設から、竜巻影響評価が必要となる施設を選定しているか。</p> <p>(2) 竜巻影響評価が必要となる施設を選定</p> <p>(2-1) 竜巻防護施設の選定</p> <p>① 抽出した竜巻から防護する施設のうち、竜巻影響評価が必要となる施設を選定していることを確認。</p> <p>区分例は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 建屋等に内包され防護される施設 2. 外殻となる施設等（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）による防護が期待できない施設 3. 建屋内の施設で外気と繋がっている施設 4. 屋外施設 | <p>確認結果（大飯34）</p> <p>(1) 竜巻から防護する施設の抽出</p> <p>① 竜巻から防護する施設としては、安全施設が竜巻の影響を受ける場合においても、発電用原子炉施設の安全性を確保するために、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に該当する構築物、系統及び機器とすることを確認した。</p> <p>(2) 竜巻影響評価が必要となる施設を選定</p> <p>補足説明資料において、竜巻影響評価が必要となる施設の選定について、既設プラントであることを踏まえ抽出フロー及び抽出結果が示されている。<補足説明資料：6竜-別添1-2～14></p> <p>(2-1) 竜巻防護施設の選定</p> <p>① 竜巻防護施設として、安全重要度分類指針に基づくクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としていることを確認した。</p> <p>竜巻防護施設は、</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 建屋に内包され、設計荷重及び設計飛来物の衝突による影響から防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）（以下「建屋に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く）」という。） 2. 建屋に内包されるが、建屋が設計竜巻による影響により損傷する可能性があるために、設計竜巻による影響から防護できない可能性のある施設（以下「建屋に内包されるが防護が期待できない施設」という。） 3. 屋外の竜巻防護施設及び建屋に内包され防護される施設のうち、外気と繋がる施設（以下 |

| 設置許可基準規則/解釈（竜巻影響評価ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|--|---|
| <p>(注 1.1) 竜巻及び竜巻と同時に発生する可能性のある雷、大雨、雹等、あるいはダウンバースト等に伴って発生し得る事象 (注 1.2) 2.2.2 (2) 参照</p> <p>2.1 設計対象施設 以下の(1)及び(2)に示す施設を設計対象施設とする。</p> <p>(1) 竜巻防護施設 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」の重要度分類における耐震 S クラスの設計を要求される設備（系統・機器）及び建屋・構築物等とする。</p> <p>(2) 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設 当該施設の破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性が否定できない施設、又はその施設の特定の区画(注 2.1)。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>【解説】 解説 2.1 設計対象施設</p> <p>設計竜巻荷重は、基準地震動 Ss による地震荷重と同様に施設に作用するものと捉え、設計対象施設は、耐震設計上の重要度分類を引用して、耐震 S クラス施設及び耐震 S クラス施設に波及的影響を及ぼし得る施設とした。ただし、竜巻防護施設の外殻となる施設等（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）による防護機能によって、設計竜巻による影響を受けないことが確認された施設については、設計対象から除外できる。</p> <p>竜巻防護施設の例としては、原子炉格納容器や安全機能を有する系統・機器（配管を含む）等が考えられる。外殻となる施設等による防護機能が期待できる設計対象施設の例としては、原子炉格納容器に内包された安全機能を有する設備等が考えられる。</p> </div> | <p>② 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」における耐震重要度分類 S クラスの設備（系統・機器）及び建屋・構築物等を竜巻防護施設として抽出することとしていることを確認。</p> <p>③ 竜巻影響評価の対象からクラス 3 に該当する設備を除外する場合、損傷を考慮し代替や修復等により安全機能を損なわない方針であることを確認。</p> <p>(2-2) 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の選定 施設の破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性が否定できな</p> | <p>「屋外施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている施設」という。)に分類し、以下のように抽出することを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 建屋に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く） 2. 建屋に内包されるが防護が期待できない施設 3. 屋外施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている施設 (屋外施設) ✓ 海水ポンプ（配管、弁を含む） ✓ 海水ストレーナ ✓ 排気筒（建屋外） (建屋内の施設で外気と繋がっている施設) ✓ 換気空調設備（アニュラス空気浄化設備、格納容器排気系統、補助建屋排気系統、放射線管理室排気系統、中央制御室空調装置、安全補機開閉器室の換気空調設備、電動補助給水ポンプ室の換気空調設備、制御用空気圧縮機室の換気空調設備及びディーゼル発電機室の換気空調設備の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁） ✓ 排気筒（建屋内） <p>補足説明資料において、竜巻影響評価が必要となる竜巻防護施設の抽出結果について、安全機能の重要度分類及び耐震重要度分類との関係が整理され、抽出結果が網羅的であることが示されている。<補足説明資料：6 竜-別添 1 補足-127~155></p> <p>② なお、耐震重要度 S クラス設備等である津波防護設、浸水防止設備及び津波監視設備については、竜巻と津波は発生原因が異なり同時に発生するとは考えられないことから、事象の組合せは考慮せず、竜巻防護施設として抽出しない方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、耐震重要度 S クラス設備等が安全重要度分類クラス 1、2 に包含されることが示されている。ただし、耐震重要度 S クラス設備等である海水ポンプ室浸水防止蓋（浸水防止設備）並びに津波監視カメラ及び潮位計（津波監視設備）については、竜巻と津波の重畳は考え難いことから、竜巻防護施設として抽出しないことが示されている。<補足説明資料：6 竜-別添 1-2~14></p> <p>クラス 3 に属する構築物、系統及び機器は、竜巻により損傷した場合であっても、代替手段があることなどにより安全機能が損なわれないことから抽出しない方針としていることを確認した。</p> <p>(2-2) 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の選定 竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設として、竜巻防護施設を内包する施設に隣接している施設、倒壊により竜巻防護施設を損傷させる可能性がある施設及び気圧差等によるダクト等の損傷により竜巻防護施設の機能維持に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針としていることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（竜巻影響評価ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------------|---|---|
| | <p>い施設（又はその施設の特定の区画）を、「竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設」として、選定しているか。</p> <p>① 竜巻を起因とする直接的影響（竜巻の風荷重による影響及び竜巻の気圧差による影響）を考慮して抽出していることを確認。（間接的影響としての設計飛来物等はガイド4.2.2（建屋、構築物等の構造健全性の確認）で確認。）</p> <p>② 風荷重の観点から、竜巻防護施設との離隔距離と施設の高さから波及的影響を及ぼし得る可能性のある施設を抽出していることを確認。</p> <p>③ 竜巻の気圧差の観点から、竜巻防護施設と直接接続する設備又は当該施設を内包する区画の換気空調設備等のうち外気と繋がるダクト等を起因として波及的影響を及ぼし得る可能性のある施設を抽出していることを確認。</p> | <p>① 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設として、竜巻防護施設を内包する施設に隣接している施設及び倒壊により竜巻防護施設を損傷させる可能性がある施設（竜巻防護施設に機械的影響を及ぼし得る施設）並びに屋外にある竜巻防護施設の附属施設及び竜巻防護施設を内包する区画の換気空調設備のうち、外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁（竜巻防護施設に機能的影響を及ぼし得る施設）を抽出していることを確認した。</p> <p>② 竜巻防護施設に波及的影響（機械的影響）を及ぼし得る施設としては、施設の高さと、竜巻防護施設及び竜巻防護施設を内包する施設との距離を考慮して、竜巻防護施設を内包する施設に隣接している施設、倒壊により竜巻防護施設を損傷させる可能性がある施設を抽出していることを確認した。 （竜巻防護施設を内包する施設に隣接している施設） ✓ タービン建屋 ✓ 永久構台 （倒壊により竜巻防護施設を損傷させる可能性がある施設） ✓ 耐火隔壁</p> <p>③ 竜巻防護施設に波及的影響（機能的影響）を及ぼし得る施設としては、屋外にある竜巻防護施設の附属設備及び竜巻防護施設を内包する区画の換気空調設備のうち外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁を竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設として抽出していることを確認した。 （屋外にある竜巻防護施設の附属施設） ✓ ディーゼル発電機排気消音器 ✓ 主蒸気逃がし弁消音器 ✓ 主蒸気安全弁排気管 ✓ タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管 ✓ 燃料油貯蔵タンクベント管 ✓ 重油タンクベント管 ✓ タンクローリー （竜巻防護施設を内包する区画の換気空調設備のうち、外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁） ✓ 換気空調設備</p> <p>補足説明資料において、竜巻影響評価の対象施設として、竜巻防護施設、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設、竜巻防護施設を内包する施設を選定していること、及び重要度分類による竜巻影響評価の対象施設の抽出確認を行っていることが示されている。＜補足説明資</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（竜巻影響評価ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------------|--|---|
| | | 料：6竜-別添1-2～14、別添1補足-127～155> |
| | <p>（2-3）竜巻防護施設を内包する施設の選定 竜巻防護施設の外殻となる施設を竜巻影響評価が必要となる施設として選定しているか。</p> <p>① 竜巻防護施設を内包する施設等による防護機能により設計竜巻による影響を受けないとして、竜巻影響評価の対象から除外する場合、竜巻防護施設を内包する施設（又は施設内の竜巻防護施設を内包する区画）を選定することを確認。</p> | <p>（2-3）竜巻防護施設を内包する施設の選定</p> <p>① 竜巻防護施設を内包する建屋及び構築物についても設計対象施設として抽出する方針としていることを確認した。</p> <p>竜巻防護施設を内包する主な施設を、以下のとおり抽出することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 原子炉格納容器（原子炉容器他を内包する建屋） ✓ 原子炉周辺建屋（主蒸気管他を内包する建屋） ✓ 廃棄物処理建屋（ガスサージタンクを内包する建屋） ✓ 制御建屋（中央制御室他を内包する建屋） ✓ 燃料油貯蔵タンク基礎（燃料油貯蔵タンクを内包する構築物） ✓ 重油タンク基礎（重油タンクを内包する構築物） |


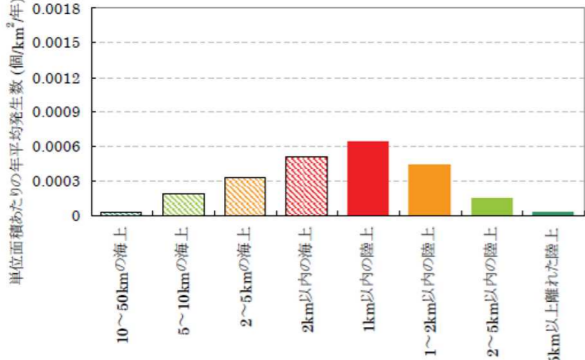
2. 発生を想定する竜巻の設定

（1）竜巻検討地域の設定

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|---|
| <p>3. 基準竜巻・設計竜巻の設定</p> <p>3.1 概要</p> <p>設置許可段階の安全審査において、基準竜巻及び設計竜巻が適切に設定されていることを確認する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>解説3.1 基準竜巻・設計竜巻の最大風速の設定 設計竜巻荷重を設定するまでの基本的な流れは解説図3.1に示すとおりである。</p> </div> | <p>竜巻に対する防護設計を行うためには、本発電所敷地への襲来を想定する竜巻（以下「設計竜巻」という。）を設定しているか。この設定に当たっては、竜巻ガイドにおいて、竜巻発生観点から、発電所が立地する地域及び類似の気象条件等を有する地域（竜巻検討地域）を設定した上で、竜巻検討地域への竜巻襲来実績を踏まえて設計対象施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻（以下「基準竜巻」という。）を設定することを示している。さらに、発電所が立地する地域の特性を踏まえて基準竜巻に対して最大風速を割り増す必要性を検討した上で、設計竜巻を設定することを示している。</p> <p>① 目安として原子力発電所を中心とする10万km²の範囲としていることを確認。ただし、竜巻発生観点から気象条件の類似等を考慮して竜巻検討区域を設定することを妨げるものではない。</p> <p>② 気象条件に関する公開文献等に基づき、科学的・合理的な手法により設定していることを確認。</p> | <p>本発電所が立地する地域と気象条件の類似性の観点及び局所的な地域性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定していることを確認した。</p> <p>① 竜巻検討地域は、大飯発電所が立地する地域と、地形条件の類似性の観点及び気象条件の類似性の観点で検討を行い、北海道から本州の日本海側及び北海道の襟裳岬以西の海岸に沿った海側5kmと陸側5kmの地域（面積38,895km²）としていることを確認した。</p> <p>② ①にあるとおり、竜巻検討地域の検討にあたっては、以下の公開文献等に基づき、検討していることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|--|
| <div data-bbox="240 247 744 758" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">竜巻検討地域の設定 発電所が立地する地域及び竜巻発生観点から 気象条件等が類似の地域</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">基準竜巻の最大風速(V_B)の設定 (竜巻検討地域における竜巻の発生頻度や最大風速の 年超過確率等を参照した上で最大風速を設定)</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">設計竜巻の最大風速(V_D)の設定 (発電所サイト特性^(注3.1)等を考慮してV_Bの割り増し等 を行い最大風速を設定) $V_D = \alpha \cdot V_B, \alpha \geq 1$</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">設計竜巻の特性値の設定 (V_D等に基づいて移動速度、最大気圧低下量等の 特性値を設定)</p> <p style="text-align: center;">↓</p> <p style="text-align: center;">設計竜巻荷重(F_D)の設定 (風圧力、気圧差、飛来物の衝突による衝撃荷重を設定)</p> </div> <p>解説図 3.1 基準竜巻・設計竜巻の設定に係る基本フロー</p> <p>(注 3.1) 地形効果による竜巻の増幅特性等</p> <p>3.2 竜巻検討地域の設定</p> <p>竜巻検討地域は、原子力発電所が立地する地域及び竜巻発生観点から原子力発電所が立地する地域と気象条件等が類似の地域から設定する。</p> <div data-bbox="163 1228 774 1850" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【解説】</p> <p>解説 3.2 竜巻検討地域の設定</p> <p>(1) 基本的な条件</p> <p>竜巻検討地域の設定にあたっては、IAEA の基準(参 1)が参考になる。IAEA の基準では、ある特定の風速を超過する竜巻の年発生頻度の検討にあたって竜巻の記録を調査する範囲として、およそ 10 万 km² を目安にあげている。この IAEA の基準を参考として、竜巻検討地域の目安を、原子力発電所を中心とする 10 万 km² の範囲とする。しかしながら、日本では、例えば日本海側と太平洋側とで気象条件が異なる等、比較的狭い範囲で気象条件が大きく異なる場合があることから、必ずしも 10 万 km² に拘らずに、竜巻発</p> </div> | <p>③ 原子力発電所が海岸付近に立地する場合には、海岸線から陸側及び海側にそれぞれ 5km の範囲を目安に設定していることを確認。</p> <p>④ 竜巻集中地域に発電所がある場合は、当該地域を竜巻検討地域と仮定した単位面積当たりの竜巻発生数を評価し比較していることを確認。</p> <p>⑤ 単位面積当たりの竜巻発生数が大きくなるよう、かつ、藤田スケールが比較的大きな竜巻が含まれるよう設定していることを確認。</p> | <p>(地形条件の類似性)</p> <p>「竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究」((独)原子力安全基盤機構が東京工芸大学に委託。以下、「東京工芸大学委託成果」)に基づき、本発電所が立地する地域は、竜巻が集中する地域と異なっていること、及び狭隘形状を呈する複雑な地形であるリアス式海岸であることを考慮している。</p> <p>(気象条件の類似性)</p> <p>気象庁「竜巻等の突風データベース」の総観場を基に、台風、低気圧、寒冷前線、その他前線、寒気移流、暖気移流、局地性擾乱及びその他の 8 つに分類していること、その総観場分類に基づいた F スケール別竜巻発生地点の分布を基に竜巻発生総観場の特徴を考慮している。</p> <p>③ ①にあるとおり、竜巻検討地域は、北海道から本州の日本海側及び北海道の襟裳岬以西の海岸に沿った海側 5km と陸側 5km の地域 (面積 38,895km²) としていることを確認した。</p> <p>④ 独立行政法人原子力安全基盤機構「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド(案)及び解説」に、全国 19 個の竜巻集中地域が示されており、大飯発電所が立地する地域は竜巻が集中する地域とは異なっていることを確認した。</p> <p>⑤ 竜巻検討地域の設定にあたって、保守的に寒気移流・寒冷前線要因での竜巻発生が多い気象条件が類似している地域において、発生数が多く、大きな竜巻 (F1~F2、F2 竜巻) が発生している地域を含めていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、竜巻検討地域の設定に係る基本フローと設定根拠となる気象データ及び設定した竜巻検討地域において発生した竜巻の一覧が示されている。<補足説明資料: 6 竜-別添 1-16~22、別添 1 補足-36~57></p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|-------------|------------|
| <p>生の観点から原子力発電所が立地する地域と気象条件等が類似する地域を調査した結果に基づいて竜巻検討地域を設定することを基本とする。</p> <p>（2）原子力発電所が海岸線付近に立地する場合の竜巻検討地域の設定</p> <p>解説図 3.2 に日本における竜巻の発生分布（参2）を示す。解説図 3.2 より日本における竜巻の発生位置は、海岸線付近に集中している傾向が伺える。解説図 3.3 に日本の海岸線付近における竜巻の発生状況を示す。解説図 3.3 をみると、海岸線から 1km 以内の陸上では単位面積あたりの 1 年間の平均発生数は 6.0×10^{-4} (個/km²/年) を少し超える程度であり、海岸線から離れるに従って竜巻の発生数が減少する傾向が伺える。例えば、解説図 3.3 の陸上側のグラフの分布をみると、海岸線から 5km 以上離れた地域では、竜巻の発生数が急激に減少する傾向がみられる。以上の傾向を踏まえて、原子力発電所が海岸線付近に立地する場合は、海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km の範囲を目安に竜巻検討地域を設定することとする。なお、原子力発電所がこの範囲（海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km の範囲）を逸脱する地域に立地する場合は、海岸線付近で竜巻の発生が増大する特徴を踏まえつつ竜巻検討地域の範囲を別途検討する必要がある。</p> | | |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|---|-------------|---------------|
|  <p>解説図 3.2 日本における竜巻の発生分布 (1961～2011年、気象庁作成) (参 2)</p>  <p>解説図 3.3 日本の海岸線付近における竜巻の発生状況 (参 3) (注 3.2) (1961～2009年12月、規模:F0以上)</p> <p>(注 3.2) 被害の痕跡が残りにくい海上竜巻は、単位面積あたりの年平均発生数が、実際の発生数より特に少ない可能性が考えられる。</p> | | |

(2) 基準竜巻の設定

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|---|---|---|
| <p>3.3 基準竜巻の設定</p> <p>以下の基本的な方針に基づいて基準竜巻の最大風速 (VB) を設定する。ここで、VB は最大瞬間風速</p> | <p>基準竜巻の最大風速 (VB) を、竜巻検討地域において、過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮して適切に設定しているか。</p> <p>① 竜巻検討地域において、過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮</p> | <p>基準竜巻の最大風速の設定に当たり、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) を求め、その結果、大きい方を基準竜巻の最大風速として設定していることを確認した。</p> <p>① 基準竜巻の最大風速として、過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) 及び竜巻最大風速の</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|--|
| <p>とする。</p> <p>(1) 基準竜巻の最大風速(VB)は、竜巻検討地域において、過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮して適切に設定する。</p> <p>(2) 基準竜巻の最大風速(VB)は、下記に示す VB1 と VB2 のうちの大きな風速とする。</p> <p>① 過去に発生した竜巻による最大風速(VB1) 日本で過去に発生した竜巻による最大風速を VB1 として設定することを原則とする。ただし、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速を十分な信頼性のあるデータ等に基づいて評価できる場合においては、「日本」を「竜巻検討地域」に読み替えることができる。</p> <p>② 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(VB2) 竜巻検討地域における竜巻の観測記録等に基づいて作成した竜巻最大風速のハザード曲線上において、年超過確率(PB2)に対応する竜巻最大風速を VB2 とする。ここで、PB2 は 10⁻⁵ (暫定値) を上回らないものとする。</p> <p>また、竜巻検討地域において基準竜巻の最大風速(VB)が発生する可能性を定量的に確認するために、VB の年超過確率を算定することとする。なお、VB が VB1 から決定された場合 (VB=VB1 の場合) は、VB2 の算定に用いた竜巻最大風速のハザード曲線を用いて、VB の年超過確率を算定する。ちなみに、米国 NRC の基準類(参4)では、設計に用いる竜巻(設計基準竜巻: Design-basis tornado) の最大風速は、年超過確率 10⁻⁷ の風速として設定されている</p> | <p>し、1. 過去に発生した竜巻による最大風速(VB1) 2. 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(VB2) を算出していることを確認。</p> <p>② 上記で算出した VB1 と VB2 のうち値が大きい風速を、基準竜巻の最大風速 (VB) として設定していることを確認。</p> | <p>ハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) を算出していることを確認した。(→詳細は次ページ以降)</p> <p>② その上で、V_{B1} と V_{B2} を比較し、大きい方の V_{B1} を基準竜巻の最大風速と設定していることを確認した。 過去に発生した竜巻による最大風速 V_{B1} = 92m/s 及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 V_{B2} = 70m/s より、大飯発電所における基準竜巻の最大風速 VB は 92m/s としてしていることを確認した。</p> |
| <p>【解説】</p> | <p>(1) 過去に発生した竜巻による最大風速(VB1) ① 竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速については、十分な信頼性のあるデータがないこ</p> | <p>① 具体的に V_{B1} の設定に当たっては、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速について、信頼性のあるデータ等が得られないことから、日本国内で過去に発生した最大の竜巻である F スケール 3 (風速 70~92m/s) の最大値 (92m/s) を選定していることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） | | | | | | | | | | | | | | |
|--|------------------------|------------|----|-----------------------|----|-----------------------|----|----------------------|----|----------------------|----|-----------------------|----|------------------------|---|---|
| <p>解説 3.3 基準竜巻の最大風速（VB）の設定</p> <p>解説 3.3.1 過去に発生した竜巻による最大風速（VB1）の設定</p> <p>本文に記載のとおり、日本で過去に発生した竜巻による最大風速を VB1 として設定することを原則とする。</p> <p>また、過去に発生した竜巻による最大風速は、竜巻による被害状況等に基づく既往のデータベース、研究成果等について十分に調査・検討した上で設定する必要がある。</p> <p>日本における過去最大級の竜巻としては、例えば、1990 年 12 月に千葉県茂原市で発生した竜巻、2012 年 5 月に茨城県常総市からつくば市で発生した竜巻等があげられる。竜巻検討地域の観測記録等に基づいて VB1 を設定する場合において、これら過去最大級の竜巻を考慮しない場合には、その明確な根拠を提示する必要がある。</p> <p>竜巻による被害状況から推定された最大風速を参照して設定された藤田スケールを用いて基準竜巻の最大風速を設定する場合は、藤田スケールの各区分（F0～F5）の最大風速を用いる。解説表 3.1 に藤田スケールと風速の関係を示す。なお、風速計等によって観測された風速記録がある場合には、その風速記録を用いてもよい。</p> <p>解説表 3.1 藤田スケールと風速の関係（参 5）</p> <table border="1" data-bbox="184 1459 727 1738"> <thead> <tr> <th>スケール</th> <th>風速</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>F0</td> <td>17～32m/s (約 15 秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F1</td> <td>33～49m/s (約 10 秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F2</td> <td>50～69m/s (約 7 秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F3</td> <td>70～92m/s (約 5 秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F4</td> <td>93～116m/s (約 4 秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F5</td> <td>117～142m/s (約 3 秒間の平均)</td> </tr> </tbody> </table> | スケール | 風速 | F0 | 17～32m/s (約 15 秒間の平均) | F1 | 33～49m/s (約 10 秒間の平均) | F2 | 50～69m/s (約 7 秒間の平均) | F3 | 70～92m/s (約 5 秒間の平均) | F4 | 93～116m/s (約 4 秒間の平均) | F5 | 117～142m/s (約 3 秒間の平均) | <p>とから、日本で過去に発生した竜巻による最大風速を VB1 として設定していることを確認。（具体例：日本国内で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール F3（風速 70m/s～92m/s）の最大値（92m/s）を選定）</p> <p>② 竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速とする場合、十分な信頼性のあるデータ等に基づいて評価していることを確認。</p> | <p>過去に発生した竜巻による最大風速（V_{B1}）の設定に当たっては、現時点では竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速を十分な信頼性のあるデータ等に基づいて評価できるだけの知見を有していないことから、日本で過去に発生した竜巻の観測データを用いて設定していることを確認した。</p> <p>具体的には、日本で過去（1961 年から 2012 年 6 月）に発生した最大の竜巻は、F3 スケールであって、F3 スケールにおける風速 70m/s～92m/s であることから、その最大風速を基に過去に発生した最大の竜巻の最大風速 V_{B1} を 92m/s としている。日本全国における過去に発生した F3 スケールの竜巻については、「第 9.1.2 表 F3 スケールの竜巻発生リスト（1961 年～2012 年 6 月）」を確認した。</p> <p>② 日本全国で過去に発生した竜巻の最大風速で設定するため、該当なし。</p> <p>補足説明資料において、2016 年 4 月より気象庁の「竜巻等の突風データベース」で運用が開始された日本版改良藤田スケール（JEF スケール）については、最近発生した竜巻が速報として JEF スケール 2 の竜巻（最大の竜巻風速は約 60m/s）であったことが示されている。＜補足説明資料：6 竜-別添 1-35＞</p> |
| スケール | 風速 | | | | | | | | | | | | | | | |
| F0 | 17～32m/s (約 15 秒間の平均) | | | | | | | | | | | | | | | |
| F1 | 33～49m/s (約 10 秒間の平均) | | | | | | | | | | | | | | | |
| F2 | 50～69m/s (約 7 秒間の平均) | | | | | | | | | | | | | | | |
| F3 | 70～92m/s (約 5 秒間の平均) | | | | | | | | | | | | | | | |
| F4 | 93～116m/s (約 4 秒間の平均) | | | | | | | | | | | | | | | |
| F5 | 117～142m/s (約 3 秒間の平均) | | | | | | | | | | | | | | | |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|--|
| <p>解説 3.3.2 竜巻最大風速のハザード曲線を用いた最大風速 (VB2) の算定</p> <p>既往の算定方法 (Wen&Chu(参 6) 及び Garson et. al(参 7、参 8)) に基づいて VB2 を算定する方法について、その基本的な考え方を以下に例示する。竜巻最大風速のハザード曲線の算定は、解説図 3.4 に示す算定フローに沿って実施する。なお、本ガイドに示す VB2 の具体的な算定方法については、独立行政法人原子力安全基盤機構が東京工芸大学に委託した研究の成果(参 3)が参考になる。</p> <p>また、竜巻最大風速のハザード曲線の算定方法については、技術的見地等からその妥当性を示すことを条件として、いずれの方法を用いてもよいが、竜巻影響エリアの設定の基本的な考え方は、以下の「(1) 竜巻影響エリアの設定」に従うことを原則とする。</p> <p>(1) 竜巻影響エリアの設定</p> <p>VB2 の算定にあたっては、まず始めに VB2 の発生エリアである竜巻影響エリアを設定する。竜巻影響エリアは、原子力発電所の号機ごとに設定する。号機ごとのすべての設計対象施設の設置面積の合計値及び推定される竜巻被害域(被害幅、被害長さ、移動方向等から設定)に基づいて、竜巻影響エリアを設定する。</p> <p>竜巻による被害域幅、被害域長さ及び移動方向は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録に基づいて対数正規分布等を仮定して設定することを基本とする。また、竜巻による被害域幅、被害域長さ及び移動方向の設定に使用する竜巻の観測記録や仮定条件等は、後述する竜巻の最大風速の確率密度分布の設定に用いる観測記録や仮定条件等との整合性を持たせることを原則とし、VB2 の算定に使用するデータ等には一貫性を持たせるように配慮する。</p> | <p>(2) 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (VB2)</p> <p>① 竜巻影響エリアの設定、竜巻の年発生数の確率分布の設定、竜巻最大風速の確率密度分布の設定及び竜巻最大風速のハザード曲線により、年超過確率 (PB2) に対応する最大風速を VB2 として設定していることを確認。具体的には、以下のとおり。</p> <p>(2-1) 竜巻影響エリアの設定</p> <p>① 原子力発電所の号機毎のすべての設計対象施設の設置面積の合計値及び推定される竜巻被害域(被害幅、被害長さ、移動方向等から設定)に基づいて、竜巻影響エリアを設定していることを確認。</p> <p>② 竜巻による被害域幅、被害域長さ及び移動方向は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録に基づいて対数正規分布等を仮定して設定していることを確認。</p> <p>③ 上記の設定に使用する竜巻の観測記録や仮定条件等は、後述する竜巻の最大風速の確率密度分布の設定に用いる観測記録や仮定条件等との整合性をとられていることを確認。</p> | <p>① V_{B2} の設定にあたっては、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率 10^{-5} に相当する最大風速 (70m/s) を選定していることを確認した。</p> <p>竜巻最大風速のハザード曲線により設定する最大風速 V_{B2} は、ガイドを参考に 1km 範囲ごとに細分化した評価を基に年超過確率 10^{-5} に相当する風速とし、70m/s としていることを確認した。補足説明資料において、V_{B2} の設定にあたって竜巻影響評価ガイドに基づき、以下の順に算定したことが示されている。〈補足説明資料：6 竜-別添 1-23~34、別添 1 補足-58~110〉</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 算定フロー 2. 竜巻の発生頻度の分析 3. 竜巻被害幅、被害長さの分析 4. 竜巻風速、被害幅、被害長さの確率分布、相関係数 5. 竜巻影響エリア 6. ハザード曲線の算定 7. 保守性を考慮したハザード曲線の算定 8. 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) 9. 基準竜巻の最大風速 (VB) の設定 <p>また、その際に以下の項目を踏まえて算定していることが示されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. ポリヤ分布の適合性について b. ハザード曲線を求めるための確率的な竜巻モデル c. 竜巻検討地域を全国としたときの被害幅、被害長さの相関 d. 1km 短冊領域 (海側 0-1km) における不明竜巻のデータの扱い <p>② 竜巻影響エリアは、評価対象施設の面積及び設置位置を考慮して、竜巻防護施設を包絡する円形エリア (直径 350m、面積 96,212m²) として設定している。竜巻影響エリアを円形とするため、竜巻の移動方向には依存性は生じないとしていることを確認した。竜巻エリアについては、「第 9.1.12 図 竜巻影響エリア」で確認した。</p> <p>③ 竜巻検討地域における 51.5 年間の竜巻の発生数、被害幅及び被害長さを基に、確率密度分布については、ガイド及びガイドが参考としている東京工芸大学委託成果を参照し、対数正規分布に従うものとしていることを確認した。</p> <p>④ なお、擬似的な竜巻の作成に伴う被害幅又は被害長さの情報がない竜巻には、被害幅又は被害長さを有する竜巻の観測値を与えている。その際は、被害幅又は被害長さが大きいほうから優先的に用いることで、被害幅又は被害長さの平均値が大きくなるように工夫しているとともに、被害幅又は被害長さ 0 のデータについては計算に用いておらず、保守的な評価を行っていること</p> |

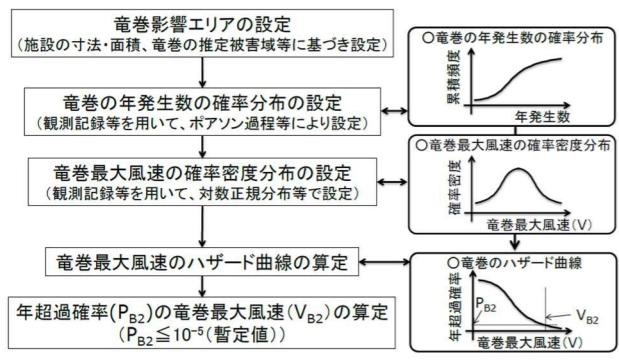
| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|---|
| | | <p>と、Fスケール不明の竜巻の取扱い等も含め、データについては保守的な評価となる取扱いを行っていることを確認した。</p> <p>また、1961年以降の観測データのみを用いて、竜巻風速、被害幅及び被害長さについて相関係数を求めていることを確認した。「第9.1.5表 竜巻風速、被害幅及び被害長さの相関係数」補足説明資料において、竜巻の観測記録については、竜巻の最大風速の確率密度分布の設定に用いるものと同じ気象庁「竜巻等の突風データベース」の1961年から2012年6月までの51.5年間のデータを用いていること及び竜巻の被害幅、被害長さの分析が示されている。〈補足説明資料： 6竜-別添1-25~29、別添1補足-58~69〉</p> |
| <p>(2) 竜巻の年発生数の確率分布の設定</p> <p>竜巻の年発生数の確率分布は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づいてポアソン過程等により設定することを基本とする。具体的には、竜巻検討地域を海岸線から陸側及び海側それぞれ5kmの範囲に設定した場合は、少なくとも1km範囲ごとに竜巻の年発生数の確率分布を算定し、そのうちのVB2が最も大きな値として設定される確率分布を設計で用いることとする。</p> | <p>(2-2) 竜巻の年発生数の確率分布の設定</p> <p>① 竜巻の年発生数の確率分布は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づき、ポアソン過程等により設定していることを確認。</p> <p>② 観測記録として陸上の不明竜巻の扱いや、限定された観測記録から確率分布を推定する手法については、保守的に考慮したデータの取扱いがなされていることを確認。</p> | <p>① 大飯発電所の竜巻検討地域で発生した竜巻を対象に、発生数に関するポアソン分布及びポリヤ分布の適合性を検討した結果、竜巻検討地域においても、ポリヤ分布の適合性がポアソン分布に比べて優れていることから、竜巻の年発生数の確率密度分布としてポリヤ分布を採用していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、ポリヤ分布の適用について以下の点が示されている。(6竜-別添1-27)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻年発生数の確率分布の設定にはポアソン分布とポリヤ分布が考えられる。ポアソン分布は、生起確率が正確に分らないが稀な現象の場合に有用な分布である。一方、ポリヤ分布は、発生状況が必ずしも独立でない稀現象(ある現象が生ずるのは稀であるが、一旦ある現象が発生するとその周囲にもその現象が生じやすくなる性質)の場合に有用な分布である(例えば伝染病の発生件数)。台風や前線により竜巻が発生した場合、同時多発的に複数の竜巻が発生する状況が考えられるため、ポリヤ分布の方が実現象をより反映できると考えられる。 ・ また、国内を対象とした竜巻の年発生数の分布の適合性に関する検討結果は、東京工芸大学委託成果に示されており、陸上竜巻及び海上竜巻の両方の発生数について、ポリヤ分布の適合性がポアソン分布に比べて優れているとしている。 ・ 大飯発電所の竜巻検討地域で発生した竜巻を対象に、発生数に関するポアソン分布及びポリヤ分布の適合性を評価した結果、竜巻検討地域においても、ポリヤ分布の適合性がポアソン分布に比べて優れている。 <p>② 竜巻の発生頻度の分析については、気象庁「竜巻等の突風データベース」をもとに、1961年～2012年6月までの51.5年間の統計量をFスケール別に算出するが、観測体制の変遷による観測データ品質のばらつきを踏まえ、以下の基本的な考え方で分析していることを確認した。</p> <p>(a) 被害が小さくて見過ごされやすいF0及びFスケール不明竜巻に対しては、観測体制が強化された2007年以降の年間発生数や標準偏差を用いる。</p> <p>(b) 被害が比較的軽微なF1竜巻に対しては、観測体制が整備された1991年以降の年間発生数や標準偏差を用いる。</p> <p>(c) 被害が比較的大きく見逃されることがないと考えられるF2竜巻は、観測データが整備された1961年以降の全期間の年間発生数や標準偏差を用いる。</p> <p>※ また、Fスケール不明の竜巻については、以下の取扱いを行う。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|--|
| | | <p>陸上で発生した竜巻 (以下「陸上竜巻」) については、被害があつて初めてその F スケールが推定されるため、陸上での F スケール不明の竜巻は、被害が少ない F0 竜巻と見なす。</p> <p>海上で発生した竜巻 (以下「海上竜巻」) については、その竜巻のスケールを推定することは困難であることから、「海岸線から海上 5km の範囲における海上竜巻の発生特性が、海岸線から内陸 5km の範囲における陸上竜巻の発生特性と同様である。」という仮定に基づいて各 F スケールに分類する。その結果、F スケール不明の海上竜巻の取扱いにより、観測実績に対して保守性を高めた評価としている。</p> <p>これらのデータを竜巻発生数の分析結果として「表 9.1.3 表 竜巻発生数の分析結果」で整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(3) 竜巻最大風速の確率密度分布の設定</p> <p>竜巻最大風速の確率密度分布は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づいて対数正規分布等を仮定して設定することを基本とする。竜巻最大風速の確率密度分布の設定にあたっては、竜巻の年発生数の確率分布の設定と同様に、竜巻検討地域を 1km 範囲ごとに区切ってそれぞれの範囲で確率分布を算定し、そのうちの VB2 が最も大きな値として設定される確率分布を設定する等、配慮する。</p> <p>竜巻最大風速の確率密度分布の設定にあたって使用する観測された竜巻の最大風速を藤田スケールに基づいて評価する場合は、藤田スケールの各区分 (F0~F5) の最小風速から最大風速のうち、VB2 が最も大きくなる風速を用いる。ただし、風速計等によって観測された風速記録がある場合には、その風速記録を用いてもよい。</p> | <p>(2-3) 竜巻最大風速の確率密度分布の設定</p> <p>① 竜巻最大風速の確率密度分布は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づいて対数正規分布等を仮定して設定していることを確認。</p> <p>② 竜巻検討地域を 1km 範囲ごとに区切ってそれぞれの範囲で確率分布を算定し、そのうちの VB2 が最も大きな値として設定される確率分布を設定していることを確認。</p> <p>③ 観測された竜巻の最大風速を藤田スケールに基づいて評価する場合は、藤田スケールの各区分 (F0~F5) の最小風速から最大風速のうち、超過確率が適切に評価できるように分布形となるよう設定していることを確認。ただし、風速計等によって観測された風速記録がある場合には、その風速記録を用いてもよい。</p> <p>④ 竜巻における竜巻被害長さについて、NUREG/CR-2944 で提案されている補正因子を適用した評価をしていないことを確認。</p> | <p>① (2-1) ②にあるとおり、竜巻検討地域における 51.5 年間の竜巻の発生数、被害幅及び被害長さを基に、確率密度分布についてはガイド及びガイドが参考としている東京工芸大学委託成果を参照し、対数正規分布に従うものとしていることを確認した。</p> <p>② 1km 範囲に細分化した評価は、1km 幅は変えずに順次ずらして移動するケース (短冊ケース) を設定して評価する。評価の条件として、竜巻検討地域外で発生して竜巻検討地域内に移動した竜巻である通過竜巻も発生数としてカウントしている。被害幅及び被害長さは、それぞれ 1km 範囲内の被害幅及び被害長さをを用いている。上記評価条件に基づいて、海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km 全域の評価と同様の方法でハザード曲線を算定したことを確認した。</p> <p>③ ハザード評価では、特定の風速以上となる超過確率が重要であることから、実際の超過確率をより適切に反映する分布形となる方法 (各藤田スケールの代表風速として中央値を用いる手法) を採用していることを確認した。</p> <p>④ 適用していない。</p> |
| <p>(4) 竜巻最大風速のハザード曲線の算定</p> <p>上記で設定した竜巻の年発生数の確率分布及び竜巻最大風速の確率密度分布を用いて、竜巻最</p> | <p>(2-4) 竜巻最大風速のハザード曲線の算定</p> <p>① 上記で設定した竜巻の年発生数の確率分布及び竜巻最大風速の確率密度分布を用いて、竜巻最大風速のハザード曲線を算定していることを確認。</p> | <p>① (2-3) ②によりこれら算定したハザード曲線から年超過確率 10^{-5} における風速を求めると、海側 0~1km を対象とした場合の 70m/s が最大となることを確認した。</p> <p>ハザード曲線は、T 年以内にいずれかの竜巻に遭遇し、かつ竜巻風速が V0 以上となる確率を求めて作成していることを確認した。算出は以下のとおり。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|-------------|--|
| <p>大風速のハザード曲線を算定する。</p> <p>なお、竜巻最大風速のハザード曲線の算定において、竜巻最大風速の確率密度分布の積分の上限値を設定する場合は、竜巻最大風速の評価を行うハザード曲線が不自然な形状にならないように留意する。</p> | | <p>竜巻の年発生数の確率密度分布としてポリヤ分布の適合性が高い。ポリヤ分布は式 (a) で示される (Wen and Chu⁽²⁾)。</p> $P_T(N) = \frac{(\nu T)^N}{N!} (1 + \beta \nu T)^{-(N+1/\beta)} \prod_{k=1}^{N-1} (1 + \beta k) \quad (a)$ <p>ここで、Nは竜巻の年発生数、νは竜巻の年平均発生数、Tは年数である。βは分布パラメータであり式 (b) で示される。</p> $\beta = \left(\frac{\sigma^2}{\nu} - 1 \right) \times \frac{1}{\nu} \quad (b)$ <p>ここで、σは竜巻の年発生数の標準偏差である。Dを竜巻影響評価となる対象構造物が風速V0以上の竜巻に遭遇する事象と定義し、竜巻影響評価の対象構造物が1つの竜巻に遭遇し、その竜巻の風速がV0以上となる確率をR(V0)とした時、T年以内にいずれかの竜巻に遭遇し、かつ竜巻風速がV0以上となる確率は式 (c) で示される。</p> $P_{V_0,T}(D) = 1 - [1 + \beta \nu R(V_0) T]^{-1/\beta} \quad (c)$ <p>このR(V0)は、竜巻影響評価の対象地域の面積をA0 (つまり竜巻検討地域の面積約26、600km²)、1つの竜巻の風速がV0以上となる面積をDA(V0) とすると式 (d) で示される。</p> $R(V_0) = \frac{E[DA(V_0)]}{A_0} \quad (d)$ <p>ここで、E[DA(V0)]はDA(V0)の期待値を意味する。本評価では、以下のようにしてDA(V0)の期待値を算出し、式 (d) によりR(V0)を推定して、式 (c) によりP_{V0,T}(D)を求める。風速をV、被害幅をw、被害長さをl及び移動方向をαとし、f(V, w, l)等の同時確率密度関数を用いると、DA(V0)の期待値は式 (e) で示される (Garson et al.⁽³⁾)。</p> $E[DA(V_0)] = \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty W(V_0) l f(V, w, l) dV dw dl + \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty H(\alpha) l f(V, l, \alpha) dV dl d\alpha + \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty W(V_0) G(\alpha) f(V, w, \alpha) dV dw d\alpha + S \int_{V_0}^\infty f(V) dV \quad (e)$ <p>ここで、H(α)及びG(α)はそれぞれ、竜巻の被害長さ及び被害幅方向に沿った面に竜巻影響評価対象構造物を投影した時の長さであ</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|-------------|---|
| | | <p>る。竜巻影響エリアを円形で設定しているため、H、Gともに竜巻影響エリアの直径350mで一定(竜巻の移動方向に依存しない)となる。Sは第9.1.12図に示す竜巻影響エリアの面積(直径350mの円の面積:96,212m²)を表す。円の直径をLとした場合の計算式は式(f)で示される。</p> $ \begin{aligned} E[DA(V_0)] &= \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty W(V_0) l f(V, w, l) dV dw dl \\ &+ L \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^{2\pi} l f(V, l, \alpha) dV dl d\alpha \\ &+ L \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^{2\pi} W(V_0) f(V, w, \alpha) dV dw d\alpha \quad (f) \\ &+ S \int_{V_0}^\infty f(V) dV \end{aligned} $ <p>また、風速の積分範囲の上限値は、ハザード曲線の形状が不自然にならない程度に大きな値として120m/sに設定する。</p> <p>また、W(V₀)は、竜巻の被害幅のうち風速がV₀を超える部分の幅であり、式(g)で示される。この式により、被害幅内の風速分布に応じて被害様相に分布がある(被害幅の端ほど風速が小さくなる)ことが考慮されている(Garson et al.⁽³⁾、Garson et al.⁽⁴⁾)。</p> $ W(V_0) = \left(\frac{V_{\min}}{V_0} \right)^{1/1.6} w \quad (g) $ <p>ここで、係数の1.6について、既往の研究では例えば0.5や1.0などの値も提案されている。ガイドにて参照しているGarson et al.⁽⁴⁾では、観測値が不十分であるため保守的に1.6を用いることが推奨されており、本評価でも1.6を用いる。</p> <p>また、美浜発電所の竜巻影響評価では、ランキン渦モデルによる竜巻風速分布に基づいて設計竜巻の特性値等を設定している。ランキン渦モデルは高さ方向によって風速及び気圧が変化しないため、地表から上空まで式(g)を適用できる。</p> <p>なお、式(g)において係数を1.0とした場合がランキン渦モデルに該当する。</p> <p>また、V_{min}は、Gale intensity velocity と呼ばれ、被害が発生し始める風速に位置づけられる。米国気象局NWS(National Weather Service)では、Gale intensity velocityは34~47ノット(17.5~24.2m/s)とされている。また、気象庁が使用している風力階級では、風力9は大強風(strong gale:20.8~24.4m/s)と分類されており、風力9では「屋根瓦が飛ぶ。人家に被害が出始める。」とされている。</p> <p>以上を参考に、本評価においては、V_{min}=25m/sとする。なお、この値はF0(17~32m/s)のほぼ中央値に相当する。</p> <p>海岸線から陸側及び海側それぞれ5km全域を対象に算定したハザード曲線より、年超過確率</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|---|--|
| | <p>② 竜巻最大風速の確率密度分布の積分の上限値を設定する場合は、竜巻最大風速の評価を行うハザード曲線が不自然な形状にならないように留意していることを確認。</p> | <p>10⁻⁵における風速を求めると、58m/sとなる。「第9.1.1.13図 竜巻最大風速のハザード曲線(海側、陸側±5km 全域の評価)」</p> <p>出典元 (1) 東京工芸大学 (2011) : 平成 21~22 年度原子力安全基盤調査研究 (平成 22 年度) 竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究、独立行政法人原子力安全基盤機構委託研究報告書 (2) Wen. Y. K and Chu. S. L. (1973) : Tornado Risks and Design Wind Speed. Journal of the Structural Division, ASCE, Vol. 99, No. ST12, pp. 2409-2421. (3) Garson. R. C., Morla-Catalan J. and Cornell C. A. (1975) : Tornado Design Winds Based on Risk. Journal of the Structural Division, ASCE, Vol. 101, No. ST9, pp. 1883-1897. (4) Garson. R. C., Morla-Catalan J. and Cornell C. A. (1975) : Tornado Risk Evaluation using Wind Speed Profiles. Journal of the Structural Division, ASCE, Vol. 101, No. ST5, pp. 1167-1171.</p> <p>補足説明資料において、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (VB2) の評価にあたって、使用した解析コード「竜巻ハザード評価プログラム」の概要及び検証と妥当性確認の内容が示されている。<補足説明資料 : 6 竜-別添 1 補足-777~797></p> <p>② 補足説明資料において、風速の積分範囲の上限値は、F4 竜巻 (93~116m/s) を考慮して、120m/s としていることが示されている。<補足説明資料 : 6 竜-別添 1 補足-14、74、104-107></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|--|
| <p>(5) 年超過確率(PB2)に対応する竜巻最大風速(VB2)の算定</p> <p>上記で算定した竜巻最大風速のハザード曲線において年超過確率がPB2 ($\leq 10^{-5}$ (暫定値))の竜巻最大風速をVB2とする。</p>  <p>解説図 3.4 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(VB2)の算定フロー</p> | <p>(2-5)年超過確率(PB2)に対応する最大風速(VB2)の算定</p> <p>① 算定した竜巻最大風速のハザード曲線において年超過確率がPB2 ($\leq 10^{-5}$ (暫定値))の竜巻最大風速をVB2としていることを確認。</p> | <p>① 1 km 範囲に細分化した評価は、ハザード曲線を算定できるデータが得られた海域0~1 km及び陸域0~1 kmについて評価。評価の条件として、被害幅及び被害長さは、それぞれ1 km範囲内の被害幅及び被害長さをを用いている。「第8.1.14図 竜巻最大風速のハザード曲線(1km範囲に細分化した評価)」</p> <p>上記評価条件に基づいて、海岸線から陸側及び海側それぞれ5km全域の評価と同様の方法で算定したハザード曲線より、年超過確率10⁻⁵における竜巻風速VB2を求めると、海側0~1kmを対象とした場合の70m/sが最大となることを確認した。</p> <p>上記評価条件に基づいて、海岸線から陸側及び海側それぞれ5km全域の評価と同様の方法でハザード曲線を算定する。</p> |

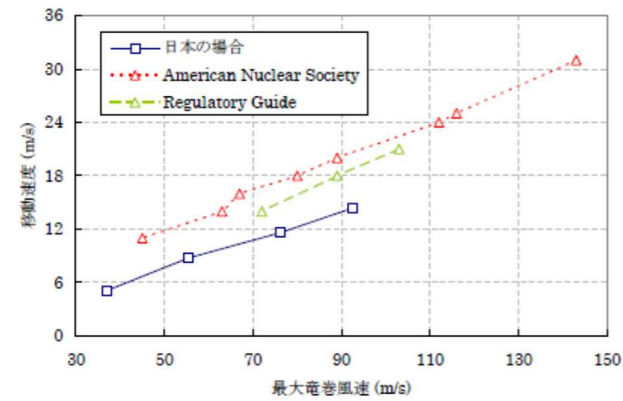
(3) 設計竜巻の設定

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|---|
| <p>3.4 設計竜巻の設定</p> <p>以下の基本的な方針に基づいて設計竜巻の最大風速(VD)及び特性値を設定する。ここで、VDは最大瞬間風速とする。</p> <p>(1) 設計竜巻の最大風速(VD)は、原子力発電所が立地する地域の特性(地形効果による竜巻の増幅特性等)等を考慮して、科学的見地等から基準竜巻の最大風速(VB)の適切な割り増し等を行って設定されていること。なお、VDは、VBを下回らないものとする。</p> | <p>基準竜巻の最大風速(VB)の設定を踏まえて、原子力発電所が立地する地域の特性や竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の特性等を考慮して、設計竜巻の最大風速(VD)及び特性値を設定しているか。</p> <p>(1) 設計竜巻の最大風速(VD)の設定</p> <p>① 設計竜巻の最大風速(VD)は、原子力発電所が立地する地域の特性(地形効果による竜巻の増幅特性等)等を考慮して、科学的見地等から基準竜巻の最大風速(VB)の適切な割り増し等を行って設定されていることを確認。</p> <p>② 上記の竜巻の増幅可能性については、文献等に基づく検討、地形効果などの特性の考慮、発電所周辺の地形を模擬したモデルによるシミュレーション解析等、網羅的に評価し考察がなされていることを確認。</p> | <p>① 設計竜巻の最大風速の設定に当たり、本発電所の地形等を踏まえれば、基準竜巻の最大風速を割り増す必要がなく、基準竜巻の最大風速を設計竜巻の最大風速とするとしていることを確認した。</p> <p>② 竜巻の増幅可能性について以下のとおり考察した結果、地形効果による竜巻の増幅の可能性は低いことを確認した。</p> <p>大飯発電所の立地する地形は、三方を山に囲まれ北東が開かれた狭隘な地形であり、発電所付近の竜巻は、海上から陸側へ向かう方向が卓越していることから、海上で発生した竜巻が発電所敷地へ進入する可能性が高く、知見(Forbes(9)やLewellen(10))にある下り斜面における増</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|---|
| | <p>③ 竜巻の減衰の効果は考慮していないことを確認。(VD は、VB を下回らない。)</p> | <p>幅については、海上で発生した竜巻は上り勾配と下り勾配で相殺されるため、地形効果による竜巻の増幅を考慮する必要はないとし、割り増しは行っていないことを確認した。</p> <p>出典元 (9) Forbes, G. S., Topographic influences on tornadoes in Pennsylvania, 19th Conference on Severe Local Storms, American Meteorological Society, pp.269-272, 1998. (10) Lewellen, D. C., Effects of Topography on Tornado Dynamics: A Simulation Study, 26th Conference on Severe Local Storms, American Meteorological Society, Nov.5-8, 2012.</p> <p>大飯発電所の近傍エリアとして、鳥取県から石川県での竜巻の移動方向を調査した結果が示されている。35 個の発生竜巻の内、竜巻の移動方向が海上から陸側へ向かう方向 (北方向以外) が 32 個で 91%を占めており、大飯発電所付近の竜巻は、海上から陸側へ向かう方向が卓越していることから、竜巻の移動方向の分析結果から、大飯発電所への竜巻の進入ルートは、地形が平坦な海側からとなる可能性が高いとしている。</p> <p>③ 竜巻の減衰の効果は考慮していないことを確認した。 補足説明資料において、地形効果による竜巻の増幅の可能性について、竜巻の移動方向に係る検討、数値流体計算による考察、局所的な地形効果による竜巻速度への影響についての考察、発電所の実際の地形による考察が示されている。<補足説明資料：6 竜-別添 1-37~42、別添 1 補足-111~126></p> |
| <p>(2) 設計竜巻の特性値は、設計竜巻の最大風速 (VD)、並びに竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の特性等を考慮して適切に設定する。</p> <p>【解説】 解説 3.4 設計竜巻の最大風速 (VD) 及び特性値の設定</p> <p>解説 3.4.1 設計竜巻の最大風速 (VD) の設定で考慮する地形効果による竜巻の増幅特性 丘陵等による地形効果によって竜巻が増幅する可能性があると考えられる(参 9 ほか)ことから、原子力発電所が立地する地域において、設計対象施設の周辺地形等によって竜巻が増幅される可能</p> | <p>(2) 設計竜巻の特性値の設定</p> <p>① 設計竜巻の特性値 (移動速度 (VT)、最大接線風速 (VRm)、最大接線風速半径 (Rm)、最大気圧低下量 (ΔP_{max})、最大気圧低下率 ($(dp/dt)_{max}$) については、設計竜巻の最大風速 (VD) 及び竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の特性等を考慮して設定されていることを確認。 竜巻検討地域における竜巻に関する観測データが不足している等の理由で、観測データに基づく数学モデルの構築が困難な場合には、米国 NRC の基準類を参考として、ランキン渦モデルと仮定して特性値を算出していることを確認。</p> <p>② ランキン渦モデルより複雑な竜巻渦を仮定した数学モデル等を使用する場合には、その技術的妥当性が示されていることを確認。</p> | <p>① <u>また、設計竜巻の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会 (NRC) の基準類を参考としたモデルを用いている</u>ことを確認した。 大飯発電所の竜巻影響評価では、設定に足る十分な信頼性を有した観測記録等がないため、ガイドに示される方法 (ランキン渦モデル) を採用し、その乗数には保守的に 1.6 を用いることが推奨されていることから本評価でも 1.6 を用いていることを確認した。</p> <p>② ランキン渦モデルより複雑な竜巻渦を仮定した数学モデル等は使用していない。 補足説明資料において、設計竜巻の特性値として、移動速度、最大接線風速、最大接線風速が生じる位置での半径、気圧低下量及び最大気圧低下率の設定方法及び設定結果が示されている。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|---|-------------|--|
| <p>性について検討を行い、その検討結果に基づいて設計竜巻の最大風速 (VD) を設定する。</p> <p>なお、竜巻が丘陵や段差等の上空を通過した際には、竜巻が減衰する可能性が指摘されている (参 10、参 11) が、VD の設定においては、そのような減衰の効果は考慮しない。</p> <p>解説 3.4.2 設計竜巻の特性値の設定</p> <p>解説 3.4.2.1 概要</p> <p>竜巻検討地域で観測された竜巻に関する情報、並びに設計竜巻の最大風速 (VD) 等に基づいて、下記 (1) ~ (5) に示す設計竜巻の各特性値を設定する。</p> <p>(1) 移動速度 (VT)</p> <p>(2) 最大接線風速 (VRm)</p> <p>(3) 最大接線風速半径 (Rm)</p> <p>(4) 最大気圧低下量 (ΔP_{max})</p> <p>(5) 最大気圧低下率 (dp/dt) max</p> <p>(1) ~ (5) の各特性値については原則として、十分な信頼性を有した観測記録等に基づいて設定したものを、その根拠の明示を条件として用いる。ただし、設定に足る十分な信頼性を有した観測記録等がない場合には、解説 3.4.2.2 及び 3.4.2.3 に示す方法で各特性値を設定することができる。</p> <p>解説 3.4.2.2 設計竜巻の特性値の設定に係る基本的な考え方</p> <p>竜巻に関する観測データが不足している等の理由により、観測データ等に基づいた十分に信頼できる数学モデルの構築が困難な場合は、米国 NRC の基準類 (参 4) を参考として、ランキン渦モデルを仮定して竜巻特性値を設定する。解説図 3.5 にランキン渦モデルの概要を示す。ランキン渦では、高さ方向によって風速及び気圧が変化しない平面的な流れ場を仮定している。</p> <p>なお、ランキン渦モデルに比べてより複雑な竜巻渦を仮定した数学モデル等を使用して竜巻特性</p> | | <p><補足説明資料 : 6 竜-別添 1-41~42></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|-------------|-------------|
| <p>値を設定する場合は、その技術的な妥当性を示す必要がある。</p>  <p> V_T: 竜巻の移動速度 V_R: 接線風速、r: 竜巻渦中心からの半径 V_{Rm}: 最大接線風速、R_m: 最大接線風速が生じる半径 $V_R = V_{Rm} \cdot (r/R_m)$ ($r \leq R_m$ の範囲) $V_R = V_{Rm} \cdot (R_m/r)$ ($r \geq R_m$ の範囲) </p> <p>解説図 3.5 ランキン渦モデルの概要</p> <p>解説 3.4.2.3 設計竜巻の特性値の設定</p> <p>(1) 設計竜巻の移動速度 (VT) の設定</p> <p>設計竜巻の移動速度 (VT) は、以下の算定式を用いて VD から VT を算定する。</p> $VT = 0.15 \cdot VD \cdots (3.1)$ <p>ここで、VD (m/s) は設計竜巻の最大風速を表す。</p> <p>(3.1) 式は、解説図 3.6 に示される日本の竜巻の観測記録に基づいた竜巻移動速度と最大風速との関係 (参 3) を参考として設定したものである。解説図 3.6 をみると、青線で示す日本の竜巻による移動速度は、米国 NRC の基準類等 (参 4) による移動速度と比べて、同じ最大竜巻風速に対して小さい。解説図 3.6 に示される日本の竜巻に対する移動速度は、藤田スケールに基づいた区分 (F3、F2 及び F2~F3、F1 及び F1~F2、F0 及び F0~F1) ごとの平均値であるが、日本で発生する竜巻を個別にみれば、スーパーセルに伴って発生する竜巻等、米国の竜巻に比べて移動速度が速いものも存在すると考えられる。</p> <p>本ガイドでは、設計竜巻の最大速度 (VD) が一定の場合、移動速度が遅い方が、最大気圧低下量 (ΔP_{max}) が大きな値になる ((3.2) 式、(3.4) 式) ことを考慮して、スーパーセルに伴って発生する竜巻等の移動速度が速い竜巻の特性は採用せずに、観測記録の平均値に基づいた解説図 3.6 の日本の竜巻における移動速度と最大竜巻風速の関係に基づく (3.1) 式を採用することにした。</p> | | |



解説図 3.6 竜巻の移動速度と最大風速の関係(参 3)

(2) 設計竜巻の最大接線風速 (VRm) の設定

設計竜巻の最大接線風速 (VRm) は、米国 NRC の基準類(参 4)を参考として、以下の算定式を用いて VRm を算定する。

$$VRm = VD - VT \dots (3.2)$$

ここで、VD (m/s) 及び VT (m/s) は、設計竜巻の最大風速及び移動速度である。

(3) 設計竜巻の最大接線風速が生じる位置での半径 (Rm) の設定

設計竜巻の最大接線風速が生じる位置での半径 (Rm) は、日本における竜巻の観測記録をもとに提案された竜巻モデル(参 3)に準拠して以下の値を用いる。

$$Rm = 30 \text{ (m)} \dots (3.3)$$

(4) 設計竜巻の最大気圧低下量 (ΔPmax) の設定

設計竜巻の最大気圧低下量 (ΔPmax) は、米国 NRC の基準類(参 4)を参考として、ランキン渦モデルによる風速分布に基づいて、最大気圧低下量 (ΔPmax) を設定する。

$$\Delta Pmax = \rho \cdot VRm^2 \dots (3.4)$$

ここで、ρ 及び VRm は、それぞれ空気密度、設計竜巻の最大接線風速を示す。

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|-------------|-------------|
| <p>(5) 設計竜巻の最大気圧低下率((dp/dt)max)の設定</p> <p>設計竜巻の最大気圧低下率((dp/dt)max)は、米国 NRC の基準類(参 4)を参考として、ランキン渦モデルによる風速分布に基づいて、最大気圧低下量(ΔPmax)及び最大気圧低下率((dp/dt)max)を設定する。</p> $(dp/dt)_{max} = (VT/Rm) \cdot \Delta P_{max} \dots (3.5)$ <p>ここで、VT 及び Rm は、それぞれ設計竜巻の移動速度及び最大接線風速が生じる位置での半径を表す。</p> | | |

3. 設計荷重の設定

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|--|
| <p>2.2.1 設計の基本フロー</p> <p>図 2.1 に設計の基本フローを示す。設置許可段階では、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重が適切に設定されていること、並びに設計荷重に対して、機能・配置・構造計画等を経て抽出された設計対象施設の安全機能が維持される方針であることを確認する。ただし、設計荷重については、設置許可段階において、その基本的な種類や値等が適切に設定されていることを確認する。</p> | <p>設置許可段階において、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重が適切に設定されているか。(設計荷重については、その基本的な種類や値等が設定されているか。)(⇒3.(1)へ)</p> <p>設計荷重に対して、機能・配置・構造計画等を経て抽出された設計対象施設の安全機能が維持される方針としているか。(⇒4.へ)</p> | <p>竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻の最大風速にさらに余裕を持たせた竜巻(最大風速 100m/s)による設計竜巻荷重を設定している。設計竜巻荷重としては、「風圧力による荷重」、「評価対象施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」を設定していることを確認した。</p> <p>設計竜巻の設定にあたって、設計竜巻の最大風速は 92m/s とする。ただし、竜巻に対する設計に当たっては、設計竜巻の最大風速 92m/s を安全側に数字を切り上げて、最大風速 100m/s の竜巻の特性値に基づく設計荷重に対して、安全施設が安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、保守性を考慮して評価に用いる設計竜巻(最大風速 100m/s)の特性値が示されている。<補足説明資料: 6 竜-別添 1-42></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|---|---|---------------|
| <p>図 2.1 設計の基本フロー</p> <p>【解説】 解説 2.2.1 設計の基本フロー</p> <p>詳細設計段階においては、配置・断面設計等を経て詳細な仕様が設定された施設を対象に、設計荷重の詳細を設定し、設計荷重に対する構造計算等を実施し、その結果得られた施設の変形や応力等が構造健全性評価基準を満足すること等を確認して、安全機能が維持されることが確認されることを想定している。</p> | | |
| <p>2.2.2 設計対象施設に作用する荷重 以下に示す設計荷重を適切に設定する。</p> <p>(1) 設計竜巻荷重 設計竜巻荷重を以下に示す。</p> <p>① 風圧力 設計竜巻の最大風速による風圧力</p> <p>② 気圧差による圧力 設計竜巻における気圧低下によって生じる設計対象施設内外の気圧差による圧力</p> <p>③ 飛来物の衝撃荷重 設計竜巻によって設計対象施設に衝突し得る飛来物 (以下、「設計飛来物」という) が設計対象施設に衝</p> | <p>竜巻に対する防護設計を行うためには、設計竜巻による荷重 (以下「設計竜巻荷重」という) とその他の荷重を適切に組み合わせた荷重 (以下「設計荷重」という) を設定しているか。</p> <p>(1) 設計竜巻荷重 設計竜巻荷重として、以下を設定しているか。</p> <p>① 風圧力 (⇒ 3. (1-1) へ) ② 気圧差による圧力 (⇒ 3. (1-2) へ) ③ 飛来物の衝撃荷重 (⇒ 3. (1-3) へ)</p> <p>(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として、以下を設定しているか。(⇒ 3. (2) へ)</p> <p>① 設計対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重等 ② 竜巻以外の自然現象 (注 2.3) による荷重、設計基</p> | |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|--|----------------|---------------|
| <p>突する際の衝撃荷重</p> <p>(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重を以下に示す。</p> <p>① 設計対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重等 ② 竜巻以外の自然現象(注 2.3)による荷重、設計基準事故時荷重等 (注 2.3) 竜巻との同時発生が想定され得る雷、雪、雹及び大雨等の自然現象を含む。</p> <p>なお、上記(2)の②の荷重については、竜巻以外の自然現象及び事故の発生頻度等を参照して、上記(2)の①の荷重と組み合わせることの適切性や設定する荷重の大きさ等を判断する。</p> | <p>準事故時荷重等</p> | |
| <p>4. 施設の設計</p> <p>4.1 概要</p> <p>設置許可段階の安全審査において以下を確認する。</p> <p>① 設計荷重(設計竜巻荷重及びその他の組み合わせ荷重)が適切に設定されていること。ただし、設置許可段階においては、その基本的な種類や値等が適切に設定されていることを確認する。 (設計対象施設の各部位に作用させる設計荷重の詳細は、詳細設計段階において確認する)</p> <p>② 設計荷重に対して、設計対象施設の構造健全性等が維持される方針であること。</p> <p>4.2 設計対象施設</p> <p>「2.1 設計対象施設」に示したとおりとする。</p> | | |

(1) 設計竜巻荷重

(1-1) 風圧力の設定

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|--|
| <p>4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(1) 設計竜巻荷重」で示した「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「飛来物の衝撃荷重」について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重を設定する。</p> <p>【解説】</p> <p>解説 4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.1 設計竜巻の最大風速による風圧力の設定</p> <p>解説 4.3.1.1.1 概要</p> <p>設計竜巻の最大風速(VD)等に基づいて、設計竜巻によって設計対象施設に作用する風圧力を設定する。</p> <p>解説 4.3.1.1.2 基本的な考え方</p> <p>(1) 風圧力の算定に用いる風力係数</p> <p>竜巻によって生じた被害状況と対応する最大風速は、一般的には、竜巻等の非定常な流れ場の気流性状を考慮した風力係数を用いるのではなく、いわゆる通常の強風等を対象とした風力係数を用いて、逆算により推定されることから、本ガイドにおける風圧力の算定には、通常の強風等を対象とした風力係数を用いることを基本とする。</p> <p>(2) 設計竜巻による鉛直方向の風圧力</p> <p>竜巻による最大風速は、一般的には、竜巻によって生じた被害状況と対応する水平方向の風速として算定される。しかしながら、実際の竜巻によって生じた被害は、少なからず鉛直方向の風速の影響も受けていると考えられる。</p> <p>よって、本ガイドでは、設計竜巻の水平方</p> | <p>① 設計竜巻の最大風速(VD)等に基づき、通常の強風等を対象とした風力係数を用いて、設計対象施設に作用する風圧力を設定する方針としていることを確認。</p> <p>② 鉛直方向の風圧力に対して特に脆弱と考えられる設計対象施設が存在する場合は、鉛直方向の風圧力を考慮した設計を行う方針としていることを確認。</p> | <p>① 風圧力による荷重は、設計竜巻の最大風速による荷重であり、「建築基準法」等及び「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説」に準拠して、算出することを確認した。</p> $W_w = q \cdot G \cdot C \cdot A$ <p>ここで、</p> <p>W_w : 風圧力による荷重</p> <p>q : 設計用速度圧</p> <p>G : ガスト影響係数(=1.0)</p> <p>C : 風力係数(施設の形状や風圧力が作用する部位(屋根・壁等)に応じて設定する。)</p> <p>A : 施設の受圧面積</p> $q = (1/2) \cdot \rho \cdot V D^2$ <p>ここで、</p> <p>ρ : 空気密度</p> <p>$V D$: 設計竜巻の最大風速</p> <p>② 竜巻による最大風速は、一般的には水平方向の風速として算定されるが、鉛直方向の風圧力に対して弱いと考えられる竜巻防護施設等が存在する場合には、鉛直方向の最大風速等に基づいて算出した鉛直方向の風圧力についても考慮した設計としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、設計竜巻による鉛直方向の風圧力として、建屋の庇部及び屋根スラブを抽出し、庇は竜巻防護施設の外殻として機能する部分に存在しないこと及び設備は鉛直方向の風圧力に対して特に脆弱と考えられる部位はないことから鉛直方向の風圧力の考慮は行わないこと並びに屋根スラブは鉄筋コンクリート造であり健全性の確認を行うことが示されている。<補足説明資料：6竜-別添1-44~49></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|---|-------------|---------------|
| <p>向の最大風速 (VD) には、鉛直方向の風速の影響も基本的には含まれているとみなす。</p> <p>ただし、鉛直方向の風圧力に対して特に脆弱と考えられる設計対象施設が存在する場合は、VD を入力値とした竜巻の数値解析結果等から推定される鉛直方向の最大風速等に基づいて算定した鉛直方向の風圧力を考慮した設計を行う。</p> <p>解説 4.3.1.1.3 設計竜巻による風圧力の設定</p> <p>設計竜巻の最大風速 (VD) による風圧力 (PD) の算定について以下に示す。</p> <p>設計竜巻の水平方向の最大風速によって設計対象施設 (屋根を含む) に作用する風圧力 (PD) は、「建築基準法施行令」、「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説 (2004)」等を準用して、下式により算定する。</p> <p>なお、(4.2) 式の VD は最大瞬間風速であり、「建築基準法施行令」、「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説 (2004)」の最大風速と定義が異なることに留意する。</p> $PD = q \cdot G \cdot C \cdot A \cdots (4.1)$ <p>ここで、q は設計用速度圧、G はガスト影響係数、C は風力係数、A は施設の受圧面積を表し、q は下式による。</p> $q = (1/2) \cdot \rho \cdot VD^2 \cdots (4.2)$ <p>ここで、ρ は空気密度、VD は設計竜巻の最大風速である。</p> <p>(4.1) 式に示すように、風圧力 (PD) は、(4.2) 式で求められる設計用速度圧 (q) に、ガスト影響係数 (G)、風力係数 (C) 及び施設の受圧面積 (A) を乗じて算定する。</p> <p>ガスト影響係数 G は、風の乱れによる建築物の風方向振動の荷重効果を表すパラメータであり、強風中における建築物の最大変位と平均変位の比で定義される。本ガイドの最大</p> | | |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|-------------|-------------|
| <p>竜巻風速 (VD) は、最大瞬間風速として扱うことから $G=1.0$ を基本とする。</p> <p>風力係数 (C) は、「建築基準法施行令」、「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説 (2004)」等を参考として、施設の形状や風圧力が作用する部位 (屋根、壁等) に応じて適切に設定する。</p> | | |

(1-2) 気圧差による圧力

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|--|
| <p>4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(1) 設計竜巻荷重」で示した「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「飛来物の衝撃荷重」について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重を設定する。</p> <p>【解説】 解説 4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.2 設計竜巻における気圧低下によって生じる設計対象施設内外の気圧差による圧力の設定</p> <p>解説 4.3.1.2.1 概要</p> <p>前記において設定した設計竜巻による最大気圧低下量 (ΔP_{max}) 及び最大気圧低下率 (dP/dt) $_{max}$ に基づいて設計対象施設に作用する気圧差による圧力を設定する。</p> <p>解説 4.3.1.2.2 基本的な考え方</p> <p>設計竜巻によって引き起こされる最大気圧低下量及び最大気圧低下率によって設計対象施設に作用する圧力を算定する際の基本的な考え方を以下に示す。なお、以下の考え方は、米国 NRC 基準類 (参 12) を参考としている。</p> | <p>① 設計竜巻による最大気圧低下量 (ΔP_{max}) 及び最大気圧低下率 (dP/dt) $_{max}$ に基づいて設計対象施設に作用する気圧差による圧力を設定する方針としていることを確認。</p> <p>(1) 建屋・構築物等 → 建屋・構築物等の主要な部材 (壁、屋根等) 以外に、以下の施設も検討対象としているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋・構築物等の開口部に設置された窓、扉、シャッター等 ・ 外気と隔離されているとみなせる区画の隔壁等 (天井等) <p>(2) 設備 → 設備の主要な部材以外に、以下の設備も検討対象としているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外気と隔離されているとみなせる区画の境界部 (空調系ダクト類等) ・ 圧力差の影響を受け得る計器類や空調装置等 | <p>① 外気と隔離されている区画の境界部が気圧差による圧力影響を受ける設備及び竜巻防護施設を内包する施設の建屋壁、屋根等においては、設計竜巻による気圧低下によって生じる竜巻防護施設等の内外の気圧差による圧力荷重が発生し、保守的に「閉じた施設」を想定し次式のとおり算出することを確認した。</p> $WP = \Delta P_{max} \cdot A$ <p>ここで、 WP : 気圧差による荷重 ΔP_{max} : 最大気圧低下量 A : 施設の受圧面積</p> <p>補足説明資料において、屋外にある竜巻防護施設の附属施設及び竜巻防護施設を内包する区画の換気空調設備のうち、外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁を含む竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設の抽出内容が示されている。<補足説明資料：6 章-別添 1 補足-145~155></p> <p>また、強度評価、気圧差に対する影響評価及び竜巻による風の流入による影響評価について、評価手法と評価結果が示されている。<補足説明資料：6 章-別添 1-74~107、別添 1 補足-625~653></p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|-------------|------------|
| <ul style="list-style-type: none"> ・完全に開かれた構築物等の施設が竜巻に曝されたとき、施設の内圧と外圧は竜巻通過中に急速に等しくなる。したがって、施設の内外の気圧の変化はゼロに近づくとみなせる。 ・閉じた施設（通気がない施設）では、施設内部の圧力は竜巻通過以前と以後で等しいとみなせる。他方、施設の外側の圧力は竜巻の通過中に変化し、施設内外に圧力差を生じさせる。この圧力差により、閉じた施設の隔壁（構築物等の屋根・壁及びタンクの頂部・胴部等）に外向きに作用する圧力が生じるとみなせる。 ・部分的に閉じた施設（通気がある施設等）については、竜巻通過中の気圧変化により施設に作用する圧力は複雑な過程により決定される。また、部分的に閉じた設計対象施設への圧力値・分布の精緻な設定が困難な場合は、施設の構造健全性を評価する上で厳しくなるように作用する圧力を設定することとする。 <p>解説 4.3. 1.2.3 気圧差による圧力を作用させる施設の設定</p> <p>気圧差による圧力を作用させる対象は、原子力発電所の図面等を参照して十分に検討した上で設定する。</p> <p>（1）建屋・構築物等</p> <p>建屋・構築物等の主要な部材（壁、屋根等）に気圧差による圧力を作用させることは当然であるが、気圧差による圧力の影響を受けることが容易に想定される以下の施設については、気圧差による圧力の影響について検討を行い、当該施設が破損した場合の安全機能維持への影響についても確認を行うこととす</p> | | |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|-------------|------------|
| <p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋・構築物等の開口部に設置された窓、扉、シャッター等 ・ 外気と隔離されているとみなせる区画の隔壁等（天井等） <p>（2）設備</p> <p>設備の主要な部材に気圧差による圧力を作用させることは当然であるが、気圧差による圧力の影響を受けることが容易に想定される以下の設備については、気圧差による圧力の影響について検討を行い、当該設備が破損した場合の安全機能維持への影響についても確認を行うこととする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外気と隔離されているとみなせる区画の境界部（空調系ダクト類等） ・ 圧力差の影響を受け得る計器類や空調装置等 | | |

(1-3) 飛来物の衝撃荷重

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|---|
| <p>4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(1) 設計竜巻荷重」で示した「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「飛来物の衝撃荷重」について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重を設定する。</p> <p>【解説】</p> <p>解説 4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.3 設計竜巻による飛来物が設計対象施設に衝突する際の衝撃荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.3.1 概要</p> <p>設計竜巻の最大風速 (VD) 及び特性値等に基づいて、設計飛来物を選定あるいは設定し、それら設計飛来物の飛来速度を設定する。そして、設計飛来物が設定した飛来速度で設計対象施設に衝突することを想定して、飛来物の衝突による設計対象施設への衝撃荷重を設定する。</p> <p>解説 4.3.1.3.2 基本的な考え方</p> <p>竜巻等の突風による被害は、風圧力によって引き起こされるだけでなく、飛来物による被害もかなりの部分を占める。また、竜巻による飛来物は上昇気流の影響もあって比較的遠方まで運ばれる可能性がある。これらの事項に留意して、設計対象施設に到達する可能性がある飛来物について検討を行った上で、設計飛来物を選定あるいは設定する。</p> <p>一般的には、遠方からの飛来物は相対的に重量が軽いものが多く、仮に衝突した場合でも衝撃荷重は相対的に小さいと考えられることから、設計対象施設に到達する可能性があ</p> | <p>設計竜巻の最大風速 (VD) 及び特性値等に基づいて、設計飛来物を選定あるいは設定し、それら設計飛来物の飛来速度を設定しているか。</p> <p>また、設計飛来物が設定した飛来速度で設計対象施設に衝突することを想定して、飛来物の衝突による設計対象施設への衝撃荷重を設定する方針としているか。</p> <p>(1) 設計飛来物の選定</p> <p>① 発電所敷地内において飛来物となり得るものを現地調査等により網羅的に抽出していることを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、竜巻による設備等の損壊による二次的な飛来物の発生についても、評価の対象に含めて検討を行ったことが示されていることを確認。</p> <p>③ 設計飛来物の設定は、運動エネルギーや貫通力の大きさ等を踏まえ、代表性のあるものを選定あるいは設定していることを確認。</p> <p>少なくとも、以下の設計飛来物を選定あるいは設定していることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 大きな運動エネルギーをもつ飛来物 (自動車等) ➢ 施設の貫入抵抗を確認するための固い飛来物 (鉄骨部材等) ➢ 開口部等を通過することができる程度に小さく固い飛来物 (砂利等) | <p>確認結果 (大飯34)</p> <p>① プラントウォークダウンによる敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、発電所構内の資機材等の設置状況を踏まえ、竜巻防護施設等に衝突する可能性のある飛来物を抽出していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大飯発電所における飛来物調査の実施範囲とその結果が示されている。<補足説明資料：6 竜-別添 1 補足-153~217></p> <p>② 補足説明資料において、竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設 (建屋) の損壊等により、部材が飛散物 (2次飛来物) となるかの確認の方法と結果 (屋外通路屋根、シャッター、ガラス窓、給気用格子、タービン建屋屋根 (ALC)、鉄塔部材について2次飛来物となる可能性を否定できないがこれらは設計飛来物となる鋼製材に包含できること) が示されている。<補足説明資料：6 竜-別添 1 補足-285~380、708~713></p> <p>③ このうち「飛来物の衝撃荷重」の設定に当たっては、本発電所構内において飛来物となり得るものを現地調査等により抽出した上で、運動エネルギー及び貫通力の大きさを踏まえ、設計上考慮すべき飛来物 (以下「設計飛来物」という。) を設定していることを確認した。</p> <p>設計飛来物は、運動エネルギー、貫通力及び衝撃力を踏まえ、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061911 号 原子力規制委員会決定) を参照して、鋼製材、砂利及び鋼製パイプを設定することを確認した。補足説明資料において、以下の項目を踏まえ設計飛来物の選定と評価に使用するパラメータが示されている。<補足説明資料：6 竜-別添 1-46~49、別添 1 補足-156~217、539~550、774~776></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空力パラメータ、飛来物の運動エネルギーの算出式 ・ 想定飛来物の運動方程式 ・ 空力パラメータによる浮力と揚力の比較 ・ 飛来物速度 (鉛直方向) に関する保守性 ・ 極小飛来物の衝突に対する設備への影響 ・ 竜巻防護対策を考慮した設計飛来物の選定 ・ 砂利等による竜巻防護施設への影響 |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|---|
| <p>る飛来物を検討する範囲は、原子力発電所の敷地内を原則とする。ただし、原子力発電所の敷地外からの飛来物による衝撃荷重が、原子力発電所の敷地内からの飛来物による衝撃荷重を上回ると想定され得る場合は、原子力発電所の敷地外からの飛来物も考慮する。</p> <p>また、設計飛来物として、最低限以下の①～③を選定あるいは設定することとする。なお、以下の①～③の設定にあたっては、米国NRCの基準類(参13)を参考とした。</p> <p>① 大きな運動エネルギーをもつ飛来物 (自動車等)</p> <p>② 施設の貫入抵抗を確認するための固い飛来物 (鉄骨部材等)</p> <p>③ 開口部等を通すことができる程度に小さくて固い飛来物 (砂利等)</p> <p>解説 4.3.1.3.3 設計飛来物の速度の設定</p> | <p>④ 【運用上の方針】衝突時に設計対象施設に与えるエネルギーが設計飛来物以上となるものについては、固定または固縛等により飛散を防止し衝突させないようにしていることを確認。</p> | <p>・ 設計飛来物の諸元 (鋼製材、砂利、鋼製パイプ)</p> <p>その上で、衝突時に設計対象施設に与えるエネルギーが設計飛来物によるものより大きくなるものについては、浮き上がりや横滑りの有無を考慮した上で、固定、固縛、車両の退避等により確実に飛来物とならないようにする運用としていることを確認した。</p> <p>このほか、竜巻防護施設からの離隔対策を実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、以下のとおり飛来物発生防止対策について手順等を定めることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 飛来時の運動エネルギー、貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きなものについては、管理規定を定め、設置場所等に応じて固縛、建屋内収納又は撤去により飛来物とならない管理を行う手順等を整備し、的確に実施する。 車両に関しては入構を管理するとともに、竜巻の襲来が予想される場合には、停車している場所に応じて退避又は固縛することにより飛来物とならない管理を行う手順等を整備し、的確に実施する。 <p>補足説明資料において、飛散防止対策として構内全域にわたり、敷地外への移動、建屋内への収納、撤去、飛来物源の飛散防止により行うことが示されている。また、飛散防止対策の実施例として、コンテナ等の対策例、チェッカープレート等の対策例、車両の対策例及び屋外設置SA資機材の対策例が示されている。<補足説明資料：6竜-別添1補足-691～777></p> |
| <p>(1) 基本的な考え方</p> <p>設計飛来物に設定する速度は、設計竜巻によって飛来した際の最大速度とする。設計飛来物の最大水平速度 (MVHmax) は、非定常な乱流場を数値的に解析できる計算手法等による計算結果等に基づいて設定することを基本とする。ただし、安全側の設計になるように、設計竜巻の最大風速 (VD) を設計飛来物の最大水平速度として設定してもよい。</p> <p>設計飛来物の最大鉛直速度 (MVMmax) は、最大水平速度と同様に計算等により求めてもよいし、米国NRCの基準類(参4)を参考に設定した下式により算定してもよい。</p> $MVMmax = (2/3) \cdot MVHmax \quad \dots (4.3)$ <p>ここで、MVHmax は、設計飛来物の最大水平速度を表す。</p> <p>(2) 設計飛来物の設定例</p> <p>設計飛来物の選定あるいは設定、並びに設</p> | <p>(2) 設計飛来物の速度の設定</p> <p>① 設計飛来物に設定する速度は、設計竜巻によって飛来した際の最大速度としていることを確認。</p> <p>② 設計飛来物の最大水平速度 (MVHmax) は、非定常な乱流場を数値的に解析できる計算手法等による計算結果等に基づいて設定していることを確認。(安全側に、設計竜巻の最大風速 (VD) を設計飛来物の最大水平速度として設定してもよい。)</p> <p>③ 設計飛来物の最大鉛直速度 (MVMmax) は、最大水平速度と同様に計算等により算出していることを確認。(最大水平速度 (MVHmax) の 2/3 と設定してもよい。)</p> <p>(3) 設計飛来物の衝突方向、衝突範囲及び衝撃荷重の設定</p> <p>① 設計飛来物が設計対象施設に衝突する方向は、安全側の設計になるように設定する方針としている</p> | <p>① ②、③設計飛来物である鋼製パイプ及び鋼製材の寸法、最大水平速度及び最大鉛直速度 (VD=100m/sにおいて) は、ガイドの解説表 4.1 にしたがって設定されていることを確認した。補足説明資料において、ガイドに記載のない設計飛来物である砂利の速度については、ランキン渦を仮定し風速場の中での速度を算出していることが示されている。<補足説明資料：6竜-別添1-46、47、別添1補足-197></p> <p>また、竜巻により発生する飛来物の速度及び飛散距離等の評価にあたって、使用した解析コード「tornado_missile」の概要及び検証と妥当性確認の内容が示されている。<補足説明資料：6竜-別添1補足-795></p> <p>① 飛来物の衝突方向及び衝突面積を考慮して設計飛来物が竜巻防護施設等に衝突した場合の影響が大きくなる向きで衝撃荷重を算出することを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|---|
| <p>計飛来物の最大速度を設定する際の参考として、解説表 4.1 に飛来物及びその最大速度の設定例を示す。解説表 4.1 の棒状物、板状物及び塊状物の最大水平速度 (MVHmax) は、設計竜巻の最大風速 (VD)=100 (m/s) とした条件下で解析的に算定した結果 (参 3) である。また、解説表 4.1 の最大鉛直速度 (MVVmax) は、米国 NRC の基準類 (参 4) を参考として設定した (4.3) 式を用いて算定した結果である。</p> <p>なお、解説表 4.1 に示した飛来物よりも小さな開口部を飛来物が通過することの影響等を確認する場合は、さらに小さな飛来物を設定する必要がある。</p> <p>解説表 4.1 飛来物及び最大速度の設定例 (VD=100 (m/s) の場合)</p> <p>解説 4.3.1.3.4 設計飛来物の衝突方向、衝突範囲及び衝撃荷重の設定</p> <p>設計飛来物が設計対象施設に衝突する方向は、安全側の設計になるように設定する。</p> <p>設計飛来物が到達する範囲について解析結果等から想定される場合は、その技術的根拠を示した上で設計飛来物が到達しない範囲を設定することができる。</p> <p>各設計飛来物による衝撃荷重は、設計飛来物の形状及び剛性等の機械的特性を適切に設定した衝撃解析等の計算結果に基づいて設定するか、あるいは、安全側の設計となるように配慮して設計飛来物を剛体と仮定して設定してもよい。</p> <p>解説 4.3.1.4 設計竜巻荷重の組み合わせ</p> <p>設計対象施設の設計に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重 (WW)、気圧差による荷重 (WP)、及び設計飛来物による衝撃荷重 (WM) を組み合わせた複合荷重と</p> | <p>ことを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、各設計飛来物による衝撃荷重は、形状及び剛性等の機械的特性を適切に設定した衝撃解析等の計算結果に基づいて設定、又は、安全側の設計となるよう剛体と仮定しているか。</p> | <p>② 補足説明資料において、設計飛来物による衝撃荷重は、運動エネルギーが最も大きい鋼製材について最大風速 100m/s 条件下での衝撃荷重を算出すること、鋼製材は重量分布を均一な直方体として最も衝撃荷重が大きくなる衝突方向の荷重 (2200kN) を採用していることが示されている。また構造健全性の評価において、設計竜巻による複合荷重により生じる応力に対して地震応答解析モデルにより評価していること、更にコンクリート構造物に対する設計飛来物の衝突評価として、裏面剥離または貫通を生じないための必要最小厚さを算出し、評価部材の最小厚さと比較することで貫通または裏面剥離の有無を確認することが示されている。評価式に関しては、修正 NDRC 式、Degen 式及び Chang 式を用いること、また係数については、NEI07-13 における推奨値等を基に安全側の係数を採用し、剛飛来物としていることが示されている。なお、鉄骨造である永久構台については、解析コード「LS-DYNA (ver. R7.1.2)」を使用し、3次元 FEM モデルを用いた飛来物衝突解析を実施していることが示されている。<補足説明資料：6 竜-別添 1 補足-241、266～457、815～830></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|---|-------------|---------------|
| <p>し、複合荷重 WT1 及び WT2 は、米国 NRC の基準類 (参 12) を参考として設定した下式により算定する。</p> $WT1=WP \dots (4.4)$ $WT2=WW +0.5 \cdot WP+ WM \dots (4.5)$ <p>ここで、(4.4) 式及び (4.5) 式の各変数は下記のとおり。</p> <p>WT1、WT2 : 設計竜巻による複合荷重 WW : 設計竜巻の風圧力による荷重 WP : 設計竜巻による気圧差による荷重 WM : 設計飛来物による衝撃荷重</p> <p>なお、設計対象施設には WT1 及び WT2 の両荷重をそれぞれ作用させる。</p> | | |

(1-4) 設計竜巻荷重の組み合わせ

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|--|---|---|
| <p>4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(1) 設計竜巻荷重」で示した「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「飛来物の衝撃荷重」について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重を設定する。</p> <p>【解説】</p> <p>解説 4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.4 設計竜巻荷重の組み合わせ</p> <p>設計対象施設の設計に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重(WW)、気圧差による荷重(WP)、及び設計飛来物による衝撃荷重(WM)を組み合わせた複合荷重とし、複合荷重 WT1 及び WT2 は、米国 NRC の基準類 (参 12) を参考として設定した下式により算定する。</p> $WT1=WP \dots (4.4)$ $WT2=WW +0.5 \cdot WP+ WM \dots (4.5)$ <p>ここで、(4.4) 式及び (4.5) 式の各変数は下</p> | <p>① 設計対象施設の設計に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重(WW)、気圧差による荷重(WP)、及び設計飛来物による衝撃荷重(WM)を組み合わせた複合荷重する方針としているか。</p> | <p>① 竜巻防護施設等の設計に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重(WW)、気圧差による荷重(WP)及び設計飛来物による衝撃荷重(WM)を組み合わせた複合荷重とし、複合荷重WT1 及びWT2 は米国原子力規制委員会の基準類を参考として、以下のとおり設定することを確認した。</p> $WT1=WP$ $WT2=WW+0.5 \cdot WP+WM$ <p>なお、竜巻防護施設等にはWT1 及びWT2 の両荷重をそれぞれ作用させることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|---|-------------|---------------|
| <p>記のとおり。</p> <p>WT1、WT2：設計竜巻による複合荷重</p> <p>WW：設計竜巻の風圧力による荷重</p> <p>WP：設計竜巻による気圧差による荷重</p> <p>WM：設計飛来物による衝撃荷重</p> <p>なお、設計対象施設には WT1 及び WT2 の両荷重をそれぞれ作用させる。</p> | | |

(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯 3 4) |
|--|---|--|
| <p>4.3.2 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重」に示した各荷重について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重として設定し、設計竜巻荷重と組み合わせる。</p> | <p>① 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として、設計対象施設に常時作用する荷重 (自重) 及び運転時荷重 (死荷重及び活荷重) 等を選定する方針としていることを確認。</p> <p>② 竜巻との同時発生が想定され得る竜巻以外の自然現象による荷重については、影響のモードや地域特性を踏まえた検討により、組み合わせることの適切性や設定する荷重の大きさ等を判断していることを確認。</p> | <p>① 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定に当たり、設計対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせるとしていることを確認した。</p> <p>② また、竜巻と同時に発生し得る自然現象による荷重については、竜巻と同時に発生し得る自然現象が与える影響のモードを踏まえた検討により、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として考慮する必要がないとしていることを確認した。</p> <p>竜巻は積乱雲や積雲に伴って発生する現象であり、積乱雲の発達時に竜巻と同時に発生する可能性がある自然現象は、雷、雪、雹及び大雨であることを確認した。これらの自然現象の組み合わせにより発生する荷重は、以下のとおり設計竜巻荷重に包絡されることから、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として考慮しないことを確認した。</p> <p>(b-1) 雷 竜巻と雷が同時に発生する場合においても、雷によるプラントへの影響は、雷撃であるため雷による設計竜巻荷重への影響はない。</p> <p>(b-2) 雪 大飯発電所が立地する地域においては、冬期、竜巻が襲来する場合は竜巻通過前後に降雪を伴う可能性はあるが、上昇流の竜巻本体周辺では、竜巻通過時に雪は降らない。 また、下降流の竜巻通過時や竜巻通過前に積った雪の大部分は竜巻の風により吹き飛ばされるため、雪による荷重は十分小さく設計竜巻荷重に包絡される。</p> <p>(b-3) 雹 雹は積乱雲から降る直径 5mm 以上の氷の粒であり、仮に直径 10cm 程度の大型の雹を想定した場合でも、その重量は約 0.5kg である。竜巻と雹が同時に発生する場合においても 10cm 程度の雹の終端速度は 59m/s、運動エネルギーは約 0.9kJ であり、設計飛来物の運動エネルギーと比べ十分に小さく、雹の衝突による荷重は設計竜巻荷重に包絡される。</p> <p>(b-4) 大雨</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|---|--|
| | <p>③ 竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重については、それらの発生頻度等を参照して、組み合わせることの適切性や設定する荷重の大きさ等を判断していることを確認。</p> | <p>竜巻と大雨が同時に発生する場合においても、雨水により屋外施設に荷重の影響を与えることはなく、また降雨による荷重は十分小さいため、設計竜巻荷重に包絡される。</p> <p>③ さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としていることを確認した。</p> <p>竜巻防護施設は、設計竜巻によって安全機能を損なわない設計とするため、設計竜巻と設計基準事故は独立事象となる。このため、設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さいことから、設計基準事故時荷重と設計竜巻荷重との組み合わせは考慮しないことを確認した。</p> <p>仮に、風速が低く発生頻度が高い竜巻と設計基準事故が同時に発生する場合、竜巻防護施設等のうち設計基準事故時荷重が生じる設備としては動的機器である海水ポンプが考えられる。しかし、設計基準事故時においても海水ポンプの圧力、温度が変わらず、運転時荷重が変化することはないため、設計基準事故により考慮すべき荷重はなく、竜巻と設計基準事故時荷重の組み合わせは考慮しないことを確認した。</p> |

4. 設計対象施設の設計方針

(1) 設計方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>2.2.3 施設の安全性の確認</p> <p>設計竜巻荷重及びその他組み合わせ荷重（常時作用している荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重等）を適切に組み合わせた設計荷重に対して、設計対象施設、あるいはその特定の区画（注 2.4）の構造健全性等が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> <p>（注 2.4）竜巻防護施設を内包する区画。</p> <p>4.4.1 概要</p> <p>設計竜巻荷重及びその他組み合わせ荷重（常時作用している荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重等）を適切に組み合わせた設計荷重に対して、設計対象施設、あるいはその特定の区画（注 4.1）の構造健全性が維持されて安全機能が</p> | <p>設計対象施設については、設計荷重に対してその構造健全性が維持され、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計としているか。</p> <p>① 設計竜巻に対する設計方針及び使用する基準類を確認。</p> | <p>① 構築物の設計において、設計飛来物の衝突による貫通及び裏面剥離発生の有無の評価については、貫通及び裏面剥離が発生する限界厚さと部材の最小厚さを比較することにより行うことを確認した。さらに、設計荷重により、発生する変形又は応力が以下の法令、規格、基準、指針等に準拠し算定した許容限界を下回る設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 建築基準法 ✓ 日本工業規格 ✓ 日本建築学会及び土木学会等の基準・指針類 ✓ 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987（日本電気協会） ✓ 震災建築物の被災度区分判定基準及び復旧技術指針（日本建築防災協会） ✓ 時刻歴応答解析 建築物性能評価業務方法書（日本建築センター） ✓ 日本機械学会の基準・指針類 ✓ 原子力エネルギー協会（NEI）の基準・指針類 <p>系統及び機器の設計において、設計飛来物の衝突による貫通の有無の評価については、貫通が発生する限界厚さと部材の最小厚さを比較することにより行う。設計飛来物が貫通することを考慮する場合には、設計荷重に対して防護対策を考慮した上で、系統及び機器に発生する応力が以下の規格、基準及び指針等に準拠し算定した許容応力度等に基づく許容限界を下回る設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 日本工業規格 |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|--|---|
| 維持される方針であることを確認する。 （注4.1）竜巻防護施設を内包する区画。 | | <ul style="list-style-type: none"> ✓ 日本機械学会の基準・指針類 ✓ 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987（日本電気協会） |
| | <p>（1）屋内の竜巻防護施設</p> <p>（1-1）外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設</p> <p>① 設計対象から除外可能である。</p> <p>（1-2）外殻となる施設等による防護機能が期待できない竜巻防護施設</p> <p>② 設計荷重に対して、安全機能が維持される設計とし、必要に応じて施設の補強等の防護対策を講じる方針とすることを確認。</p> | <p>① 竜巻防護施設のうち、建屋又は構築物に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）は、建屋又は構築物による防護により、設計荷重に対して安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。</p> <p>建屋又は構築物に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）は、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、制御建屋、廃棄物処理建屋、燃料油貯蔵タンク基礎又は重油タンク基礎に内包され、設計荷重又は設計飛来物の衝突から防護されることによって安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>対象施設ごとに竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護する施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されている。（第1.9.4表）</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。＜補足説明資料：6 竜-別添1-50～66、別添1 補足-231～457＞</p> <p>また、建屋の健全性が確保されず、貫通又は裏面剥離が発生する場合であっても、防護ネット等の防護対策を実施することにより、設計荷重に対して安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。</p> <p>建屋に内包される竜巻防護施設のうち、建屋が設計竜巻の影響により損傷する可能性があるため、設計竜巻による影響から防護できない可能性のある施設は、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響に対して安全機能を損なうことのない設計とするが、安全機能を損なう可能性がある場合には設備又は運用による竜巻防護対策を実施することにより、安全機能を損なうことのない設計としていることを確認した。</p> <p>対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護する施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されている。</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。＜補足説明資料：6 竜-別添1-50～66、別添1 補足-231～457＞</p> <p>具体的な施設の設計方針を以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 使用済燃料ピット</p> <p>設計飛来物である鋼製材が原子炉周辺建屋を貫通し使用済燃料ピットに侵入する場合でも、設計飛来物である鋼製材の衝撃荷重により、使用済燃料ピットのライニング及びコンクリートの一部が損傷して、ピット水が漏えいすることはほとんどなく、使用済燃料ピットの冷却機能及び遮蔽機能を損なうことのない設計とし、使用済燃料ピット水による減速及び使用済燃料ラックにより、使用済燃料ラックに保管される燃料集合体の構造健全性が維持される設計とする。</p> <p>(b) 主蒸気管他</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|---|--|
| | | <p>主蒸気管他は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが原子炉周辺建屋の開口部建具であるブローアウトパネルを貫通し、主蒸気管他に衝突し安全機能を損なうことを考慮して、原子炉周辺建屋のブローアウトパネルに竜巻飛来物防護対策設備を設置することにより、設計飛来物の主蒸気管他への衝突を防止し、主蒸気管他の構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>また、原子炉周辺建屋については、設計荷重又は設計飛来物の衝突の影響により、開口部建具に貫通が発生することを考慮し、開口部建具付近の竜巻防護施設のうち、設計飛来物の衝突により安全機能を損なう可能性がある主蒸気管他が安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> |
| | <p>(2) 屋外の竜巻防護施設</p> <p>① 設計荷重に対して、安全機能が維持される設計とし、必要に応じて施設の補強、飛来物となりうる物品の固縛、竜巻防護ネット、防護壁の設置等の防護対策を講じる方針とすることを確認。</p> | <p>① 屋外の竜巻防護施設は、設計荷重による影響により安全機能が損なわれない設計とする。安全機能が損なわれる場合には、必要に応じ防護ネットや防護鋼板、防護壁の設置等の防護対策を講じることにより安全機能を損なわない設計としていること、建屋により防護される竜巻防護施設のうち、外気と繋がる施設は、設計荷重の影響を受けても、安全機能が損なわれない設計としていることを確認した。</p> <p>対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護する施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。(6 竜-別添 1-67)</p> <p>具体的な施設の設計方針を以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 海水ポンプ (配管、弁を含む。)</p> <p>海水ポンプ (配管、弁を含む。) は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮して、竜巻飛来物防護対策設備による竜巻防護対策を行う。竜巻防護対策を行う海水ポンプ (配管、弁を含む。) が風圧力による荷重、気圧差による荷重、竜巻飛来物防護対策設備によって防護できない砂利による衝撃荷重、海水ポンプの自重及び配管の自重、活荷重に対して構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(b) 海水ストレーナ</p> <p>海水ストレーナは設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮して、竜巻飛来物防護対策設備による竜巻防護対策を行う。竜巻防護対策を行う海水ストレーナが風圧力による荷重、気圧差による荷重、竜巻飛来物防護対策設備によって防護できない砂利による衝撃荷重及び海水ストレーナの活荷重に対して構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(c) 換気空調設備 (アニュラス空気浄化設備、格納容器排気系統、補助建屋排気系統空調装置、放射線管理室排気系統、中央制御室空調装置、安全補機開閉器室の換気空調設備、電動補助給水ポンプ室の換気空調設備、制御用空気圧縮機室の換気空調設備及びディーゼル発電機室の換気空調設備の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁)</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|--|---|
| | <p>② 【運用上の方針】①以外の防護対策には、安全上支障がない期間に補修等を行い、確実に復旧させることを含む。</p> | <p>換気空調設備が原子炉周辺建屋及び制御建屋に内包されていることを考慮すると、風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しない。気圧差による荷重に対して、換気空調設備の構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。<補足説明資料：6 竜-別添1-74～107、別添1 補足-539～662></p> <p>また、竜巻防護対策の有効性評価結果が示されている。<補足説明資料：6 竜別添1 補足-691～776></p> <p>② <u>ただし、設計荷重によって竜巻防護施設の安全機能が影響を受ける場合であって、安全上支障のない期間に補修等を行うことができる場合には、修復等により確実に復旧させる運用として</u>いることを確認した。</p> <p>また、運用として、竜巻の襲来が予想される場合及び竜巻襲来後において、竜巻防護施設を防護するための操作、確認及び補修等が必要となる事項について手順等を定めることを確認した。</p> <p>対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護する施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。(6 竜-別添1-67)</p> <p>具体的な施設の設計方針を以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 排気筒</p> <p>排気筒は竜巻防護施設を内包する施設である原子炉周辺建屋に内包されている部分と、屋外に露出している部分がある。原子炉周辺建屋に内包されている部分については、原子炉周辺建屋に内包されていることを考慮すると、風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しないため、気圧差による荷重に対して、排気筒の構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。また、原子炉周辺建屋に内包されていない部分については、設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプにより貫通し排気筒の構造健全性が維持されないことを考慮して、補修が可能な設計とすることにより、設計基準事故時における安全機能を損なうことのない設計とする。</p> |
| | <p>(3) 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設</p> <p>① 竜巻防護施設の安全機能に影響を及ぼす可能性がある施設については、設計荷重に対する当該施設の健全性評価を行い、必要に応じて固定等の防護対策を講じる方針とすることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・隣接する施設の倒壊等による影響 ・気圧差によるダクトの損傷等による影響 | <p>① <u>竜巻防護施設を内包する施設に隣接している施設、倒壊により竜巻防護施設を損傷させる可能性がある施設及び気圧差等によるダクト等の損傷により竜巻防護施設の機能維持に影響を及ぼし得る施設については、設計荷重による影響を受ける場合においても竜巻防護施設に影響を与えないように設計するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護する施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。<補足説明資料：6 竜-別添1-64～66、90～107、別添1 補足-539～665></p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|-------------|---|
| | | <p>具体的な施設の設計方針を以下のとおり確認した。</p> <p>（隣接する施設の倒壊等による影響）</p> <p>(a) タービン建屋、永久構台及び耐火隔壁</p> <p>竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、タービン建屋、永久構台及び耐火隔壁については、風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及び自重等の常時作用する荷重に対して倒壊により竜巻防護施設へ波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>（気圧差によるダクトの損傷等による影響）</p> <p>(b) ディーゼル発電機排気消音器</p> <p>ディーゼル発電機排気消音器は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプの衝突により貫通することを考慮しても、ディーゼル発電機排気消音器が損傷して閉塞することはなく、ディーゼル発電機の排気機能が維持される設計とする。さらに、ディーゼル発電機排気消音器が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>以上より、ディーゼル発電機排気消音器が、竜巻防護施設であるディーゼル発電機に機能的影響を及ぼさず、ディーゼル発電機が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(c) 主蒸気逃がし弁消音器</p> <p>主蒸気逃がし弁消音器は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮しても、主蒸気逃がし弁消音器が損傷して閉塞することはなく、主蒸気逃がし弁の排気機能が維持される設計とする。さらに、主蒸気逃がし弁消音器が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>以上より、主蒸気逃がし弁消音器が、竜巻防護施設である主蒸気逃がし弁に機能的影響を及ぼさず、主蒸気逃がし弁が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(d) 主蒸気安全弁排気管</p> <p>主蒸気安全弁排気管は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮しても、主蒸気安全弁排気管が損傷して閉塞することはなく、主蒸気安全弁の排気機能が維持される設計とする。さらに、主蒸気安全弁排気管が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>以上より、主蒸気安全弁排気管が、竜巻防護施設である主蒸気安全弁に機能的影響を及ぼさず、主蒸気安全弁が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(e) タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管</p> <p>タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮しても、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管が損傷して閉塞することなく、タービン動補助給水ポンプの機関の排気機能が維持される設計とする。さらに、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|--|--|
| | | <p>以上より、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管が、竜巻防護施設であるタービン動補助給水ポンプに機能的影響を及ぼさず、タービン動補助給水ポンプが安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(f) 燃料油貯蔵タンクベント管 燃料油貯蔵タンクベント管は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮しても、燃料油貯蔵タンクベント管が損傷して閉塞することはなく、燃料油貯蔵タンクのベント機能が維持される設計とする。さらに、燃料油貯蔵タンクベント管が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>以上より、燃料油貯蔵タンクベント管が、竜巻防護施設である燃料油貯蔵タンクに機能的影響を及ぼさず、燃料油貯蔵タンクが安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(g) 重油タンクベント管 重油タンクベント管は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮しても、重油タンクベント管が損傷して閉塞することはなく、重油タンクのベント機能が維持される設計とする。さらに、重油タンクベント管が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>以上より、重油タンクベント管が、竜巻防護施設である重油タンクに機能的影響を及ぼさず、重油タンクが安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(h) タンクローリー タンクローリーは設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮して、複数台のタンクローリーを分散配置することにより多重性を確保する。また、設計飛来物の貫通を防止するトンネル内に保管することにより、タンクローリーのうち1台を確実に確保する。</p> <p>以上より、タンクローリーが、竜巻防護施設であるディーゼル発電機に機能的影響を及ぼさず、ディーゼル発電機が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(i) 換気空調設備（蓄電池室の換気空調設備の外気と繋がるダクト及び外気との境界となるダンパ） 換気空調設備が竜巻防護施設を内包する施設である制御建屋に内包されていることを考慮すると、設計竜巻荷重のうち風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しない。気圧差による荷重に対しては、換気空調設備の構造健全性が維持される設計とする。</p> <p>以上より、換気空調設備が、竜巻防護設備である蓄電池に機能的影響を及ぼさず、蓄電池が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> |
| | <p>(4) 竜巻防護施設を内包する施設（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）</p> <p>① 設計荷重に対する当該施設の健全性評価を行い、内包する竜巻防護施設の安全機能が維持される設</p> | <p>① 竜巻防護施設を内包する施設は、設計荷重に対して主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。また、設計飛来物の衝突に対しては、貫通及び裏面剥離の発生により施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計としていることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|---|--|
| | <p>計とし、必要に応じて施設の補強等の防護対策を講じる方針とすることを確認。</p> | <p>対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護する施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。＜補足説明資料：6 竜巻別添1-50～63、別添1 補足-231～457＞</p> <p>また、竜巻防護対策の有効性評価結果が示されている。＜補足説明資料：6 竜巻別添1 補足-691～776＞</p> <p>具体的な施設の設計方針を以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 原子炉格納容器、制御建屋、廃棄物処理建屋</p> <p>風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及び自重等の常時作用する荷重に対して、主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。また、設計飛来物の衝突時においても、貫通及び裏面剥離の発生により当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>ただし、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響を受け、開口部建具等が損傷し当該建屋内の竜巻防護施設の安全機能を損なう可能性がある場合には、当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なわないかを評価し、安全機能を損なう可能性がある場合には、設備又は運用による竜巻防護対策を実施する。</p> <p>(b) 原子炉周辺建屋</p> <p>風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及び自重等の常時作用する荷重に対して、主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>ただし、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響を受け、屋根、壁及び開口部建具等が損傷し当該建屋内の竜巻防護施設の安全機能を損なう可能性がある場合には、当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なわないかを評価し、安全機能を損なう可能性がある場合には、設備又は運用による竜巻防護対策を実施する。</p> <p>(c) 燃料油貯蔵タンク基礎、重油タンク基礎</p> <p>設計飛来物が衝突した際に、設計飛来物の貫通を防止するとともに、当該施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> |

(2) 建屋・構築物等の構造健全性の確認【工事計画】

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|------------|
| <p>4.4.2 建屋、構築物等の構造健全性の確認</p> <p>設計荷重に対して、建屋・構築物等の構造健全性が維持されて安全機能が維持される方針であること</p> | <p>設計荷重に対して、建屋・構築物等の構造健全性が維持されて安全機能が維持される方針としているか。</p> <p>(1) 変形・応力等の算定</p> | |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|------------|
| <p>とを確認する。</p> <p>（1）設計荷重によって施設に生じる変形・応力等の算定 建屋・構築物等の形状や特徴等を反映して設定した設計荷重によって設計対象施設に生じる変形や応力等を算定する方針である。設計対象施設に生じる変形や応力等は、その技術的な妥当性を確認した上で、原則として、現行の法律及び基準類（注4.2）等に準拠して算定する。</p> <p>（2）構造健全性の確認 「（1）設計荷重によって施設に生じる変形・応力等の算定」で算定される変形・応力等に基づいて、設計対象施設（建屋・構築物等）が以下の構造健全性評価基準を満足する方針であることを確認する。</p> <p>① 竜巻防護施設（外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設を除く） 設計対象施設が終局耐力等の許容限界（注4.2）に対して適切な安全余裕を有している。</p> <p>② 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設 1) 設計対象施設あるいはその特定の区画（注4.3）が、終局耐力等の許容限界（注4.2）に対して適切な安全余裕を有している。 2) 設計飛来物が設計対象施設あるいはその特定の区画（注4.3）に衝突した際に、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない。（注4.4） （注4.2）建築基準法、日本工業規格、日本建築学会及び土木学会等の規準・指針類、並びに日本電気協会の原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）等に準拠する。 （注4.3）竜巻防護施設を内包する区画。 （注4.4）貫通及び裏面剥離（コンクリート等の部材に衝突物が衝突した際に、衝突面の裏側でせん断</p> | <p>① 建屋・構築物等の形状や特徴等を反映して設定した設計荷重によって設計対象施設に生じる変形や応力等を算定する方針としていることを確認。</p> <p>② 設計対象施設に生じる変形や応力等は、その技術的な妥当性を確認した上で、現行の法律及び基準類（注4.2）等に準拠して算定する方針としていることを確認。</p> <p>（2）構造健全性の確認 （2-1）竜巻防護施設（外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設を除く） ① 設計対象施設が終局耐力等の許容限界に対して適切な安全余裕を有する設計方針としていることを確認。 （2-2）竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設 ① 設計対象施設あるいはその特定の区画が、終局耐力等の許容限界に対して適切な安全余裕を有する設計方針としていることを確認。 ② 設計飛来物が設計対象施設あるいはその特定の区画に衝突した際に、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない設計方針としていることを確認。 ③ 上記の設計飛来物の影響については、貫通及び裏面剥離（コンクリート等の部材に衝突物が衝突した際に、衝突面の裏側でせん断破壊等に起因した剥離が生じる破壊現象）に対して、施設の構造健全性を確認する方針としていることを確認。</p> | |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|-------------|------------|
| 破壊等に起因した剥離が生じる破壊現象）に対して、施設の構造健全性を確認することを基本とする。 | | |

（3）設備の構造健全性の確認【工事計画】

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|------------|
| <p>4.4.3 設備の構造健全性の確認</p> <p>設計荷重に対して、設備（系統・機器）の構造健全性が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> <p>（1）設計荷重によって施設に生じる変形・応力等の算定</p> <p>設備の形状や特徴等を反映して設定した設計荷重によって設計対象施設に生じる変形や応力等を算定する方針である。設計対象施設に生じる変形や応力等は、その技術的な妥当性を確認した上で、原則として、現行の法律及び基準類（注4.5）等に準拠して算定する。</p> <p>（2）構造健全性の確認</p> <p>「（1）設計荷重によって施設に生じる変形・応力等の算定」で算定される変形・応力等に基づいて、設計対象施設（設備）が以下の構造健全性評価基準を満足する方針であることを確認する。</p> <p>①竜巻防護施設（外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設を除く）</p> <p>設計対象施設が許容応力度等に基づく許容限界（注4.5）に対して適切な安全余裕を有している。</p> <p>②竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設</p> <p>1)設計対象施設あるいはその特定の区画（注4.6）が、許容応力度等に基づく許容限界（注4.5）に對</p> | <p>設計荷重に対して、設備（系統・機器）の構造健全性が維持されて安全機能が維持される方針としているか。</p> <p>（1）変形・応力等の算定</p> <p>① 設備の形状や特徴等を反映して設定した設計荷重によって設計対象施設に生じる変形や応力等を算定する方針としていることを確認。</p> <p>② 設計対象施設に生じる変形や応力等は、その技術的な妥当性を確認した上で、現行の法律及び基準類（注4.2）等に準拠して算定する方針としていることを確認。</p> <p>（2）構造健全性の確認</p> <p>（2-1）竜巻防護施設（外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設を除く）</p> <p>① 設計対象施設が終局耐力等の許容限界に対して適切な安全余裕を有する設計方針としていることを確認。</p> <p>（2-2）竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設</p> <p>① 設計対象施設あるいはその特定の区画が、終局耐力等の許容限界に対して適切な安全余裕を有する設計方針としていることを確認。</p> <p>② 設計飛来物が設計対象施設あるいはその特定の区画に衝突した際に、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない設計方針としていることを確認。</p> | |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|---|------------|
| <p>して妥当な安全余裕を有している。</p> <p>2) 設計飛来物が設計対象施設あるいはその特定の区画^(注4.6)に衝突した際に、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない。^(注4.7)</p> <p>(注4.5) 日本工業規格、日本電気協会の原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）及び日本機械学会の規格・指針類等に準拠する。</p> <p>(注4.6) 竜巻防護施設を内包する区画。</p> <p>(注4.7) 貫通及び裏面剥離（コンクリート等の部材に衝突物が衝突した際に、衝突面の裏側でせん断破壊等に起因した剥離が生じる破壊現象）に対して、施設の構造健全性を確認することを基本とする。</p> | <p>③ 上記の設計飛来物の影響については、貫通及び裏面剥離（コンクリート等の部材に衝突物が衝突した際に、衝突面の裏側でせん断破壊等に起因した剥離が生じる破壊現象）に対して、施設の構造健全性を確認する方針としていることを確認。</p> | |

(4) その他の確認事項【工事計画】

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯34） |
|---|--|------------|
| <p>4.5 その他の確認事項</p> <p>4.4 に示す以外の確認事項については、原子力発電所の図面等を参照して十分に検討した上で設定する。例えば、中央制御室等の重要な区画等や非常用発電機等の重要な設備等に繋がる給排気ダクト類へ作用する風圧力が安全機能維持に与える影響等、安全機能維持の観点から重要と考えられる確認事項を設定する。そして、それぞれの項目について検討を行い、安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> | <p>原子力発電所の図面等を参照して十分に検討した上で、確認事項が設定されているか。（具体例を以下に示す。）</p> <p>(1) 気圧差の影響 気圧差の影響を受けることが想定される設備として以下を抽出し、影響評価を行う。</p> <p>① 外気に繋がっている設備（換気空調設備など） ② 屋外又は設計竜巻により外壁の損傷が考えられる建屋内に設置されている計器（圧力計、水位計、流量計など） ③ 外気を吸入して運転するディーゼル発電機</p> <p>(2) 風の流入による影響 竜巻に伴う風がディーゼル発電機の排気塔に流入した場合の影響評価を行う。</p> | |

5. 竜巻随件事象に対する設計対象施設の設計方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|--|---|
| <p>5.1 概要 竜巻随件事象に対して、竜巻防護施設の安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> <p>5.2 基本的な考え方及び検討事項 検討対象とする竜巻随件事象は、原子力発電所の図面等を参照して十分に検討した上で設定する。 ただし、竜巻随件事象として容易に想定される以下の事象については、その発生の可能性について検討を行い、必要に応じてそれら事象が発生した場合においても安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> | <p>竜巻に伴い発生が想定される事象（以下「竜巻随件事象」という。）の考慮については、竜巻ガイドにおいて、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計とすることを示している。</p> <p>（1）竜巻に伴い発生が想定される事象の抽出</p> <p>① 原子力発電所の図面、過去の他地域における竜巻被害状況等を参照して十分に検討した上で、検討対象とする竜巻随件事象を網羅的に整理していることを確認。</p> | <p>① 竜巻随件事象として、過去の他地域における竜巻被害状況及び本発電所のプラント配置から想定される事象として、火災、溢水、外部電源喪失を抽出していることを確認した。 補足説明資料において、プラント配置を参考にした竜巻随件事象の検討内容が示されている。 <補足説明資料：6竜-別添1-108～109、別添1補足-855～859></p> |
| <p>（1）火災 設計竜巻等により燃料タンクや貯蔵所等が倒壊して、重油、軽油及びガソリン等の流出等に起因した火災が発生した場合においても、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない。</p> | <p>（2）火災</p> <p>① 設計竜巻等により燃料タンクや貯蔵所等が倒壊して、重油、軽油及びガソリン等の流出等に起因した火災が発生することを想定していることを確認。</p> <p>② 上記においては、屋外にある燃料タンク等からの火災を想定し、火災源と竜巻防護施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護施設の許容温度を超えないよう必要に応じて防護対策を講じる方針としていることを確認。（詳細については、外部火災の評価にて包絡されていることを確認。）</p> | <p>① 竜巻随件事象として、竜巻防護施設を内包する建屋内については、設計竜巻により飛来物が侵入する場合でも、建屋開口部付近に飛来物が衝突し、原子炉施設の安全機能を損なう可能性がある発火性又は引火性物質を内包する機器はなく、火災防護計画により適切に管理していることを確認した。 建屋外については、設計竜巻による火災が発生する場合でも、外部火災防護施設の安全機能を損なうことのない設計としていることを確認した。 補足説明資料において、設計竜巻による発電所敷地内の火災として、危険物タンクの火災を想定していることが示されている。<補足説明資料：6竜-別添1-108～109></p> <p>② 火災については、屋外にある危険物タンク等からの火災を想定し、火災源と竜巻防護施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護施設の許容温度を超えないように防護対策を講じる方針としていることを確認した。なお、詳細については、「外部火災に対する設計方針」にて記載する。 また、竜巻防護施設を内包する建屋内に飛来物が侵入する場合でも、建屋開口部付近に安全機能を損なう可能性のある発火性又は引火性の物質を内包する機器はなく、火災防護計画により適切に管理する方針としていることを確認した。</p> |
| <p>（2）溢水等 設計竜巻による気圧低下等に起因した使用済燃料プール等の水の流出、屋外給水タンク等の倒壊による水の流出等が発生した場合においても、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない。</p> | <p>（3）溢水等</p> <p>① 設計竜巻による気圧低下等に起因した使用済燃料プール等の水の流出、屋外給水タンク等の倒壊による水の流出等が発生することを想定していることを確認。</p> <p>② 上記においては、屋外タンク等からの溢水を想定</p> | <p>① 竜巻防護施設を内包する建屋内については、設計竜巻により飛来物が侵入した場合でも、建屋開口部付近に飛来物が衝突し、原子炉施設の安全機能を損なう可能性がある溢水源がないとしていることを確認した。 建屋外については、設計竜巻により溢水が発生する場合に、溢水防護施設の安全機能を損なうことのない設計としていることを確認した。 補足説明資料において、設計竜巻による発電所敷地内の屋外タンクの倒壊による水の流出を想</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|---|
| | し、溢水源と竜巻防護施設の位置関係を踏まえた影響評価を行った上で、竜巻防護施設の安全機能が損なわれないよう必要に応じて防護対策を講じる方針としていることを確認。（詳細については、内部溢水の評価にて包絡されていることを確認。） | <p>定していることが示されている。＜補足説明資料：6竜-別添1-108～109＞</p> <p>② 溢水については、屋外タンク等からの溢水を想定し、溢水源と竜巻防護施設の位置関係を踏まえた影響評価を行った上で、竜巻防護施設の安全機能が損なわれないよう必要に応じた防護対策を講じる方針としていることを確認した。なお、詳細については、「溢水による損傷の防止等（第9条関係）」にて記載する。</p> |
| <p>（3）外部電源喪失</p> <p>設計竜巻、設計竜巻と同時発生する雷・雹等、あるいはダウンバースト等により、送電網に関する施設等が損傷する等して外部電源喪失に至った場合においても、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない。</p> | <p>（4）外部電源喪失</p> <p>① 設計竜巻、設計竜巻と同時発生する雷・雹等、あるいはダウンバースト等により、送電網に関する施設等が損傷する等して外部電源喪失に至ることを想定していることを確認。</p> <p>② 上記においては、非常用ディーゼル発電機を竜巻防護施設として設定し、その安全機能が損なわれないように防護する設計方針としていることを確認。</p> | <p>① 設計竜巻と同時発生する雷又はダウンバーストの影響により外部電源喪失が発生する場合を想定することを確認した。</p> <p>② 外部電源喪失については、ディーゼル発電機を竜巻防護施設として設定し、その安全機能が損なわれないように防護する設計とする方針としていることを確認した。</p> |

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第六条（略）

2（略）

3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

1～6（略）

7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。

8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。

なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（外部からの衝撃による損傷の防止（火山）（第6条））

第6条第1項及び第2項は、想定される火山事象が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求しているため、以下の事項について確認する。

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第6条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

- 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。
- 3 （略）

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

- 1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。
- 2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。
- 3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。
- 4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。
- 5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。
- 6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。
- 7～8 （略）

外部からの衝撃による損傷の防止（火山）（第6条）

1. 火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針..... 6 火山-2
2. 降下火砕物による影響の選定..... 6 火山-4
3. 設計荷重の設定..... 6 火山-7
4. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針..... 6 火山-7
5. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針..... 6 火山-14

1. 火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|--|---|
| | <p>降下火砕物によって安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を設計上対処すべき施設（以下この節において「設計対象施設」という。）として抽出する方針が示されているか。</p> <p>（安全重要度分類クラス1及びクラス2）</p> <p>① 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づきクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器のうち降下火砕物の影響を考慮し安全機能を損なうおそれがある海水及び空気の流路となる施設を設計対象施設として抽出していることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● クラス1及び2に属する構築物、系統及び機器を内包する建屋 ● 屋外に設置されている施設 ● 降下火砕物を含む海水及び空気の流路となる施設 ● 屋内に設置する機器等のうち、外気を取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設 <p>② 安全上重要度の低い構築物、系統及び機器であっても停止によりプラントの高温停止及び低温停止に影響を及ぼす場合は、設計対象施設とすることを確認。</p> | <p>① 降下火砕物の影響を設計に考慮する施設として、安全重要度分類指針で規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。このうち、クラス1及びクラス2に属する施設で建屋に内包される構築物、系統及び機器についてはこれらの施設を内包する建屋、屋外に設置されている施設、屋外に開口している施設並びに外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設を防護対象施設としていることを確認した。</p> <p>「第1.10.1表 防護対象施設」により、以下の施設区分と対象施設を確認した。※降下火砕物の特徴については「6.」に記載。</p> <p>（クラス1及びクラス2に属する施設を内包する建屋）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器 ・ 原子炉周辺建屋 ・ 廃棄物処理建屋 ・ 制御建屋 <p>（屋外に設置されている施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 海水ポンプ ・ 海水ストレーナ <p>（降下火砕物を含む海水の流路となる施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水設備（海水ポンプ、海水ストレーナー） <p>（降下火砕物を含む空気の流路となる施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁（消音器） ・ 主蒸気安全弁（排気筒） ・ タービン動補助給水ポンプ（蒸気大気放出管） ・ ディーゼル発電機（機関、消音器） ・ 格納容器排気筒 <p>（屋内に設置する機器等のうち、外気を取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全保護系計装盤 ・ 制御用空気圧縮機 <p>補足説明資料において、重要度分類指針に基づく設備等から防護対象施設を選定した際の考え方及び抽出フローが示されている。また、選定した防護対象施設の写真及び設置場所が示されている。</p> <p><補足説明資料：6山-別添1-2~9></p> <p>② また、クラス3に属する施設及びその他の施設のうち、降下火砕物の影響によりクラス1及びクラス2に属する施設に影響を及ぼす可能性がある施設を防護対象施設としていることを確認した。</p> <p>「第1.10.1表 防護対象施設」により、以下の施設区分と対象施設を確認した。</p> <p>（降下火砕物の影響によりクラス1及びクラス2に属する施設に影響を及ぼし得る施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 取水設備 |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|--|---|
| | <p>(安全重要度分類クラス3)</p> <p>③ クラス3に属する構築物、系統及び機器にあっては、代替手段にてその機能の維持が可能かまたは、その修復により必要な機能を確保する等の対応が可能であることから対象外としていることを確認。</p> | <p>・ 換気空調設備（給気系外気取入口）</p> <p>【中央制御室空調装置、安全補機開閉器室換気空調設備、ディーゼル発電機室換気空調設備、タービン動補助給水ポンプ室換気空調設備、電動補助給水ポンプ室換気空調設備、主蒸気配管室換気空調設備、格納容器空調装置、補助建屋空調装置、制御用空気圧縮機室換気空調設備、放射線管理室空調装置】</p> <p>補足説明資料において、重要度分類指針に基づく設備等から防護対象施設を選定した際の考え方及び抽出フローが示されている。また、選定した防護対象施設の写真及び設置場所が示されている。 <補足説明資料：6山-別添 1-2～9></p> <p>③ それ以外のクラス3に属する施設にあっては、降下火砕物による影響を受ける場合であっても、代替設備があることなどにより安全機能が損なわれないことから防護対象施設として抽出しない方針としていることを確認した。</p> <p>代替設備により必要な機能を確保すること、又は安全上支障が生じない期間に除灰あるいは修復等の対応が可能とすることにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、火山灰によるその他設備（モニタリング設備、消火設備、緊急時対策所、通信設備）に対する影響評価が示されている。<補足説明資料：6山-別添 1-81～82></p> |

2. 降下火砕物による影響の選定

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|---|
| <p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（1）降下火砕物の影響</p> <p>(a) 直接的影響</p> <p>降下火砕物は、最も広範囲に及ぶ火山事象で、ごくわずかな火山灰の堆積でも、原子力発電所の通常運転を妨げる可能性がある。降下火砕物により、原子力発電所の構造物への静的負荷、粒子の衝突、水循環系の閉塞及びその内部における磨耗、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的及び化学的影響、並びに原子力発電所周辺の大気汚染等の影響が挙げられる。</p> <p>降雨・降雪などの自然現象は、火山灰等堆積物の静的負荷を著しく増大させる可能性がある。火山灰粒子には、化学的腐食や給水の汚染を引き起こす成分（塩素イオン、フッ素イオン、硫化物イオン等）が含まれている。</p> <p>(b) 間接的影響</p> <p>前述のように、降下火砕物は広範囲に及ぶことから、原子力発電所周辺の社会インフラに影響を及ぼす。この中には、広範囲な送電網の損傷による長期の外部電源喪失や原子力発電所へのアクセス制限事象が発生しうることも考慮する必要がある。</p> | <p>（i）設計条件に用いる降下火砕物の物性値及び特徴はとらえられているか。</p> <p>① 降下火砕物の特性の設定にあたっては、文献調査及び地質調査をもとに堆積厚さ、粒径、密度（乾燥状態及び湿潤状態）とし設計条件として設定することを確認。</p> <p>② 発電所・周辺地域のサンプリング結果または文献により確認。</p> <p>具体例：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 腐食性粒子の観点から、化学的組成 ● 静的な物理的負荷の観点から、密度 ● 気中及び水中の研磨性等の観点から、硬度、粒径、粘性、粒度分布 等 | <p>① 設計条件の設定は、最大層厚 10cm、粒径 1mm 以下、密度 0.7g/cm³（乾燥状態）～1.5g/cm³（湿潤状態）の降下火砕物を設計条件としたことを確認した。</p> <p>降下火砕物の特徴としては、各種文献の調査結果により以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 火山ガラス片、鉱物結晶片からなる。ただし、砂よりもろく硬度は低い。 ・ 硫酸等を含む腐食性ガス（以下「腐食性ガス」という。）が付着している。ただし、金属腐食研究の結果により、直ちに金属腐食を生じさせることはない。 ・ 水に濡れると導電性を生じる。 ・ 湿った降下火砕物は乾燥すると固結する ・ 降下火砕物粒子の融点は 1000℃であり、一般的な砂に比べ低い。 <p>補足説明資料において、降下火砕物の特徴及びその特徴を踏まえた影響評価を以下のとおり示している。＜補足説明資料：6山-別添1-63＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ マグマが噴火時に、破碎・急冷したガラス片・鉱物結晶片からなる。→堆積による構造物への静的負荷 等 ・ 亜硫酸ガス等の火山ガス成分が付着している。→化学的影響 等 ・ 乾燥した降下火砕物粒子は絶縁体だが、水と反応することにより酸性を呈し、導電性を生じる。→変圧器等の絶縁影響 ・ 溶出した硫酸イオンは降下火砕物に含まれるカルシウムイオンと反応し、硫酸カルシウム（石膏）となるため、湿った降下火砕物は乾燥すると固結する。→固結 ・ 降下火砕物粒子の融点は約 1000℃であり、一般的な砂に比べ軽い→高温部における融解及び固着 <p>② 火山事象の影響評価として、文献調査、地質調査及び降下火砕物シミュレーション結果から、発電所運用期間における敷地の降下火砕物の最大層厚は 10cm と設定している。降下火砕物の粒径及び密度については、文献及び地質調査結果を踏まえ、粒径は 1mm 以下、乾燥密度を 0.7g/cm³、湿潤密度を 1.5g/cm³ と設定していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物の影響を以下のとおり示している。（補足説明資料 6山-別添1-58～62）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 敷地周辺の地質調査結果より、降下火砕物の堆積物厚さを 10cm と設定する。 ・ 粒径は、大飯発電所の近傍である中山湿地における津波堆積物調査で得られた火山灰の粒度試験結果より、1mm 以下と設定する。 ・ 密度は、降雨等水分を含むことにより増大することから湿潤状態を想定する。大飯発電所の近傍である菅湖における津波堆積物調査における火山灰データの単位体積重量、及び「火山噴火と災害（財団法人東京大学出版会、1997）」を参照し、1.5g/cm³ と設定する。 <p>なお、降雨等の同時期に想定される気象条件が降下火砕物特性に及ぼす影響についても考慮している。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|--|---|
| | <p>(ii) 降下火砕物に対する防護設計を行うために、設計対象施設の安全機能に及ぼす影響を選定しているか。</p> <p>① 降下火砕物の特徴を踏まえ、原子力発電所への影響因子が安全機能への影響の観点から網羅的に選定されていることを確認。具体的には、降下火砕物が安全施設の安全機能に直接及ぼす影響に着目し、安全施設の特徴（設置場所、外気吸入の有無等）を踏まえて影響因子を選定していることを確認。</p> <p>具体例：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 建造物の静的負荷 ● 建造物への化学的影響（腐食） ● 粒子の衝突 ● 水循環系の閉塞 ● 水循環系の内部における摩耗 ● 水循環系の化学的影響（腐食） ● 換気系、電気系及び計測制御系に対する機械的及び化学的影響 ● 発電所周辺の大気汚染 ● 給水の汚染 ● 電源設備の絶縁低下 | <p>① 降下火砕物の特徴から荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を設定した上で、外気吸入の有無等の特徴を踏まえ、直接的影響の主な因子として、建造物への静的負荷及び化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）、化学的影響（腐食）、粒子の衝突、本発電所周辺の大気汚染及び計装盤の絶縁低下を選定していることを確認した。</p> <p>設計対象施設の構造や設置状況等を考慮して直接的な影響因子は以下のとおり確認した。</p> <p>a. 荷重 建屋又は屋外設備の上に堆積し静的な負荷を与える「建造物への静的負荷」、並びに建屋又は屋外設備に対し降灰時に衝撃を与える「粒子の衝突」。</p> <p>b. 閉塞 降下火砕物を含む海水が流路の狭隘部等を閉塞させる「水循環系の閉塞」、並びに降下火砕物を含む空気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉塞させる「換気系、電気系及び計装制御系の機械的影響（閉塞）」。</p> <p>c. 摩耗 降下火砕物を含む海水が流路に接触することにより配管等を磨耗させる「水循環系の内部における磨耗」、並びに降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し磨耗させる「換気系、電気系及び計装制御系の機械的影響（磨耗）」。</p> <p>d. 腐食 降下火砕物に付着した腐食性ガスにより建屋及び屋外施設の外面を腐食させる「建造物の化学的影響（腐食）」、海水に溶出した腐食性成分により海水管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」、並びに換気系、電気系及び計装制御系において降下火砕物を含む空気の流路等を腐食させる「換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）」。</p> <p>e. 大気汚染 降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化、並びに降下火砕物の除去、屋外設備の点検等、屋外における作業環境を劣化させる「発電所周辺の大気汚染」。</p> <p>f. 水質汚染 降下火砕物による水質汚染の影響については、防護対象施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしていることを確認した。</p> <p>給水等に使用する発電所周辺の淡水等に降下火砕物が混入することによる汚染が考えられるが、発電所では純水装置により水処理した給水を使用しており、降下火砕物の影響を受けた淡水等を直接給水として使用しないこと、また水質管理を行っていることから、安全施設の安全機能には影響しない。</p> <p>g. 絶縁低下 湿った降下火砕物が、電気系及び計装制御系に導電性を生じさせることによる「計装盤の絶縁低下」。</p> <p>補足説明資料において、評価対象施設と降下火砕物による直接的影響の要因の対比表が示されてい</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|--------------------------|--|
| | ② 間接的に及ぼす影響についても①と同様に確認。 | <p>る。＜補足説明資料：6山-別添1-10～17＞</p> <p>② また、降下火砕物が原子力発電所に間接的に与える影響について、外部電源の喪失及び本発電所へのアクセスの制限といった本発電所外で生じる影響を選定していることを確認した。</p> <p>具体的には、発電所に間接的な影響を及ぼす因子は、湿った降下火砕物が送電線の碍子及び特高開閉所の充電露出部等に付着し絶縁低下を生じさせることによる広範囲における「外部電源喪失」、並びに降下火砕物が道路に堆積し交通が途絶することによる「アクセス制限」としていることを確認した。</p> |

3. 設計荷重の設定

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|--|
| <p>(火山影響評価ガイド)</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>(1) 降下火砕物の影響</p> <p>(a) 直接的影響</p> <p>降下火砕物は、最も広範囲に及ぶ火山事象で、ごくわずかな火山灰の堆積でも、原子力発電所の通常運転を妨げる可能性がある。降下火砕物により、原子力発電所の構造物への静的負荷、粒子の衝突、水循環系の閉塞及びその内部における磨耗、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的及び化学的影響、並びに原子力発電所周辺の大気汚染等の影響が挙げられる。</p> <p>降雨・降雪などの自然現象は、火山灰等堆積物の静的負荷を著しく増大させる可能性がある。火山灰粒子には、化学的腐食や給水の汚染を引き起こす成分(塩素イオン、フッ素イオン、硫化物イオン等)が含まれている。</p> <p>(b) 間接的影響</p> <p>前述のように、降下火砕物は広範囲に及ぶことから、原子力発電所周辺の社会インフラに影響を及ぼす。この中には、広範囲な送電網の損傷による長期の外部電源喪失や原子力発電所へのアクセス制限事象が発生しうることも考慮する必要がある。</p> | <p>降下火砕物に対する防護設計を行うためには、その堆積荷重に加え、火山事象以外の自然事象や設計基準事故時の荷重との組合せを設定しているか。</p> <p>① 設計対象施設ごとに応じた常時作用する荷重等を適切に組み合わせるとした上で、設計に用いる荷重は、火山事象によりもたらされる降下火砕物の設計条件を設定することを確認。</p> <p>② 降下火砕物が設計基準事故の起因の要否を確認。その上で、設計基準事故時荷重との組み合わせの要否を確認。なお、設計基準事故時の荷重と組合せない場合は、降下火砕物が設計基準事故の起因事象にならないこと、火山事象は、設計基準事故と同時に発生することは十分小さいなど理由を確認。</p> <p>③ 火山事象以外の自然事象の重畳について、降下火砕物の堆積荷重と組合せを考慮すべき同時に発生する可能性のある自然現象等(風(台風)、竜巻、積雪、降水)要否を確認。(⇒自然現象で確認。)</p> | <p>① 降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々の防護対象施設に応じて常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせるとしている。</p> <p>降下火砕物の特徴及び防護対象施設の構造や設置状況等を考慮し、有意な影響を及ぼす可能性が考えられる直接的な影響因子を考慮していることを確認した。</p> <p>大飯発電所の敷地において考慮する火山事象として、最大層厚10cm、粒径1mm以下、密度0.7g/cm³(乾燥状態)～1.5g/cm³(湿潤状態)の降下火砕物を設計条件としたことを確認した。</p> <p>② 設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としていることを確認した。</p> <p>防護対象施設は、降下火砕物によって設計基準事故の起因とはならない設計とするため、設計基準事故とは独立事象であることを確認した。</p> <p>また、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さいことから、設計基準事故時荷重と降下火砕物による荷重との組合せは考慮しないことを確認した。</p> <p>③ 火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風(台風)及び積雪を対象としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、荷重評価における自然現象の組合せとして、発生頻度が低い偶発荷重であるが、発生すると荷重が比較的大きい降下火砕物による荷重を設計用の主荷重とし、発生頻度が主荷重と比べて高い変動荷重であり、発生する荷重が主荷重と比べて小さい風荷重を従荷重とし、大飯発電所は多雪区域であることから積雪荷重を常時荷重として扱うことが示されている。</p> <p>組合せについては、建築基準法の多雪区域において、風荷重と積雪荷重の組合せが定められていることから、建築基準法を参考にして風荷重と積雪荷重を設定している。このとき、風荷重は、建設省告示第1454号(平成12年5月31日)に定められた大飯郡の基準風速32m/sとし、積雪荷重は、建築基準法施行細則(福井県)に定められた大飯郡の垂直積雪量100cmとしていることが示されている。<補足説明資料:6自-別添-74~76></p> <p>(⇒その他自然現象にて確認。)</p> |

4. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|--|
| <p>(火山影響評価ガイド)</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>(3) 確認事項</p> | <p>設計対象施設の構造や設置状況等(形状、機能、外気吸入や海水通水の有無等)を考慮し、想定される各影響因子に対して、影響を受ける各設計対象施設が安全機能を損なわない設計としているか確認する。</p> | <p>① 防護対象施設のうち降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設について、当該施設の許容荷重が設計荷重に対して安全裕度を有することにより構造健全性を失わず、安全機能を損なうことのない設計方針としていることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設は、以下である。</p> |

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|---|
| <p>(a) 直接的影響の確認事項</p> <p>① 降下火砕物堆積荷重に対して、安全機能を有する構築物、系統及び機器の健全性が維持されること。</p> | <p>(1) 降下火砕物による荷重に対する設計 降下火砕物が堆積する可能性がある施設は、以下の降下火砕物による影響因子に対して、安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> <p>① 静的荷重 (具体的には、判断基準として用いた許容応力値は、建屋は「鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説」を、設備 (系統、機器) はそれぞれに対して適用すべき「日本工業規格」、J E A G等の民間規格に準拠した許容応力値が用いることを確認。)</p> <p>② 粒子の衝突</p> | <p>(クラス1及びクラス2に属する施設を内包する建屋)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器 ・ 原子炉周辺建屋 ・ 廃棄物処理建屋 ・ 制御建屋 <p>(屋外に設置されている施設)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 海水ポンプ <p>「荷重」について考慮すべき影響因子は、建屋又は屋外設備の上に堆積し静的な負荷を与える「構造物への静的負荷」、並びに建屋又は屋外設備に対し降灰時に衝撃を与える「粒子の衝突」とし、防護対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重、設計基準事故時荷重、及びその他の自然現象の影響を考慮した荷重の組合せを考慮することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物の荷重については、建築基準法の積雪の考え方に準拠し、30日を目処に速やかに除灰する運用とすることから、短期の荷重として取扱い、建屋は想定する堆積荷重と許容堆積荷重を比較し、また屋外設備は想定する堆積荷重に対する発生応力と許容応力を比較し裕度評価することが示されている。なお、建屋では建築基準法による短期許容応力度から許容堆積荷重を算出し、屋外設備は「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987 (日本電気協会)」に準拠し、許容応力を定めていることが示されている。また、降下火砕物の堆積荷重により健全性に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。〈補足説明資料: 6山-別添 1-16~50、63、74〉</p> <p>荷重条件として降雪の影響も考慮し、降下火砕物 (湿潤状態) と積雪の組合せを考慮している。</p> <p>降下火砕物の固化については、火山灰の特徴として、粘性を生じさせる粘土鉱物等が含まれていないこと、湿った降下火砕物が乾燥して固結するが、一般的には流水等で除去可能であることが示されている。</p> <p>海水ポンプ (モーター) については、堆積荷重が厳しい条件となるモーターフレームについて健全性に影響がないことを評価している。</p> <p>② 降下火砕物の粒子の衝突の影響が考えられるが、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されるとしていることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち屋外施設は、降下火砕物の衝突によって構造健全性が失われないことにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>なお、粒子の衝突による影響については、「1.9. 竜巻防護に関する基本方針」に包絡される。</p> |
| <p>(火山影響評価ガイド)</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>(3) 確認事項</p> <p>(a) 直接的影響の確認事項</p> | <p>(2) 外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計</p> <p>屋内にあって外気を取込む施設又は屋外に開口部を有する施設は、以下の降下火砕物による影響因子に対して、安全機能が損なわれない設計とすることを確</p> | <p>① 屋外に連通する開口部を有する防護対象施設については、降下火砕物が侵入しにくい設計方針とすることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、外気取入口からの降下火砕物の侵入による機械的影響 (閉塞) を考慮すべき施設は、以下であることを確認した。</p> <p>(降下火砕物を含む空気の流路となる施設)</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|-------------------------------|--|
| <p>② 外気取入口からの火山灰の侵入により、換気空調システムのフィルタの目詰まり、非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がなく、加えて中央制御室における居住環境を維持すること。</p> | <p>認。</p> <p>① 機械的影響 (閉塞)</p> | <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし弁 (消音器) ・主蒸気安全弁 (排気管) ・タービン動補助給水ポンプ (蒸気大気放出管) ・ディーゼル発電機 (機関) ・ディーゼル発電機 (消音器) ・換気空調設備 ・格納容器排気筒 <p>また、各施設における設計を以下のとおり確認した。</p> <p>ディーゼル発電機 (機関、消音器) 及び換気空調設備は屋外の開口部を下向きの構造とすること、また、主蒸気逃がし弁 (消音器)、主蒸気安全弁 (排気管) 等のその他の施設については開口部や配管の形状等により、降下火砕物が流路に侵入した場合でも閉塞しない設計とする。</p> <p>また、設備対応として、外気を取り入れる換気空調設備及びディーゼル発電機消音器にそれぞれフィルタを設置することにより、フィルタより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし、さらに降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替えが可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。さらに、ディーゼル発電機消音器のフィルタについては、降灰が確認された場合に点検によりディーゼル発電機の排気温度等を確認するとともに、状況に応じて清掃や取替えを実施するための手順を定める。</p> <p>主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、開口部に降下火砕物が侵入した場合でも消音器や配管の形状により閉塞しにくい設計とすること、また、仮に弁出口配管内に降下火砕物が侵入し堆積した場合でも、弁の吹出しにより流路を確保し閉塞しない設計とする。ディーゼル発電機機関は、フィルタを通過した小さな粒径の降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</p> <p>格納容器排気筒は、排気により降下火砕物が侵入しにくい設計とし、降下火砕物が侵入した場合でも、排気筒の構造から排気流路が閉塞しない設計とすること、また、降下火砕物が侵入した場合でも、排気筒内部の点検、並びに状況に応じて除去等の対応が可能な設計とする。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物の侵入により、機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。<補足説明資料：6山-別添 1-16~50、75~80、85、89、96~97></p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし弁 (消音器) 及び主蒸気安全弁 (排気管) は、降下火砕物が侵入し難い構造であること及び仮に降下火砕物が弁出口配管内に侵入し、配管を閉塞させた場合でも弁の噴出力が大きい。 ・格納容器排気筒は、降下火砕物が侵入した場合でも排気筒の排気速度 (吹き出し速度) が降下火砕物の降下速度 (6.4m/s) を上回る。 ・負圧管理箇所への火山灰の侵入影響については、負圧管理を行っている施設として1次系建屋を抽出し、影響評価を行っている。 ・フィルタへの影響評価として、アイスランド火山とセントヘレンズ火山に係る閉塞時間の試算、フィルタ閉塞状況の確認方法、フィルタ取替手順・体制等が示されている。 |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|--|--|
| | <p>② 機械的影響 (摩耗)</p> <p>③ 化学的影響 (腐食)</p> <p>④ 大気汚染 (発電所周辺の大気汚染) (具体的には、外気取入口に通じる原子炉制御室は、汚染された発電所周辺大気に対する居住性の確保 (例えば、降下火砕物が侵入しないようフィルタ等を設置する設計としていること、差圧により目詰まりを確認し侵入が認められた場合にあっては、原子炉制御室換気空調系の閉回路循環運転を実施するとしていることを確認。)</p> | <p>② <u>摺動部を有する施設については、耐摩耗性のある材料を使用することで機械的影響 (摩耗) を受けないように設計している</u>ことを確認した。 防護対象施設のうち、降下火砕物による機械的影響 (摩耗) を考慮すべき施設は、以下であることを確認した。 (外気を取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構及び摺動部を有する施設) ・ ディーゼル発電機機関 ・ 制御用空気圧縮機 降下火砕物は砂よりも硬度が低くもろいことから、摩耗の影響は小さい。構造上の対応として、開口部を下向きとすることにより侵入しにくい構造とすることを確認した。仮に当該施設の内部に降下火砕物が侵入した場合でも耐摩耗性のある材料を使用することで、摩耗により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 外気を取り入れる換気空調設備及びディーゼル発電機 (消音器) にそれぞれフィルタを設置することにより、フィルタより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とすることを確認した。</p> <p>③ <u>腐食により安全機能が損なわれないように塗装を行うとしている</u>ことを確認した。 防護対象施設のうち、降下火砕物による化学的影響 (腐食) を考慮すべき施設は、以下であることを確認した。 (降下火砕物を含む空気の流路となる施設) ・ 格納容器排気筒 (換気系) 金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、降下火砕物による腐食影響として、屋外設備に対する腐食影響及び海水系機器に対する腐食影響の評価結果が示されている。<補足説明資料：6山-別添 1-68~70、86~87></p> <p>④ <u>中央制御室は、降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、外気を遮断するため中央制御室空調装置の閉回路循環運転等を実施できる設計とした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保できる設計方針としている</u>ことを確認した。 具体的には、降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が、中央制御室空調装置の外気取入口を通じて中央制御室に侵入しないよう、外気取入口のガラリを下向きの構造とし、さらに平型フィルタを設置することにより、降下火砕物が外気取入口に到達した場合であってもフィルタより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とすることを確認した。 これに加えて下流側にさらに細かな粒子を捕集可能な粗フィルタを設置していることから、降下火砕物の侵入に対して他の換気空調設備に比べて高い防護性能を有している設計とすること、また、</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|---|--|
| | <p>⑤ 電気系及び計装制御系の絶縁低下</p> | <p>中央制御室空調装置については、外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転を可能とすることにより、中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止すること、さらに外気取入遮断時において室内の居住性を確保するため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することにより、安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>降灰が確認された場合には、外気取入口に設置している平型フィルタ、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止又は閉回路循環運転により、建屋内への降下火砕物の侵入を防止すること、並びに換気空調設備の外気取入口の平型フィルタについて、点検によりフィルタ差圧を確認するとともに、状況に応じて清掃や取替えを実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が換気空調設備を経て運転員が常時居住している中央制御室の居住性に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。</p> <p>また、中央制御室換気空調設備は降下火砕物が降灰した際に、閉回路循環運転により外気の取り込みを一時的に停止することが可能であり、その場合の中央制御室内の居住性について、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の劣化を防ぐため酸素濃度及び炭酸ガス濃度の評価を行う。このための評価条件及び評価結果が示されている。＜補足説明資料：6山-別添1-39～42＞</p> <p>⑤ 電気系及び計装制御系の計装盤のうち、空気を取り込む機構を有する安全保護系計装盤は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしていることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、絶縁低下を考慮すべき施設は、以下である。</p> <p>（外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系計装盤 <p>当該機器の設置場所は安全補機開閉器室換気空調設備にて空調管理されており、本換気空調設備の外気取入口には平型フィルタを設置し、これに加えて下流側にさらに細かな粒子を捕集可能な粗フィルタを設置していることから、降下火砕物の侵入に対して他の換気空調設備に比べて高い防護性能を有する設計とすることを確認した。</p> <p>また、本換気空調設備については、外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転を可能とすることにより、安全補機開閉器室内への降下火砕物の侵入を防止する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物による安全保護系計装盤への影響について確認するための評価条件及び評価結果が示されている。＜補足説明資料：6山-別添1-50＞</p> |
| <p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（3） 確認事項</p> <p>（a） 直接的影響の確認事項</p> <p>② 降下火砕物により、取水設備、原子炉補機</p> | <p>（3）屋外の設計対象施設に関する降下火砕物が及ぼす影響に対する設計</p> <p>（1）、（2）以外の影響因子に対して、安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> <p>① 構造物への化学的影響（腐食）</p> | <p>① 防護対象施設である建屋及び屋外施設は、外装塗装等を実施し、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによる化学的影響（腐食）に対して、安全機能が損なわれないように設計するとしていることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、降下火砕物による構造物の化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、以下に示すとおり、直接的な付着による影響が考えられる施設である。</p> <p>（クラス1及びクラス2に属する施設を内包する建屋）</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|-------------------------------------|---|
| <p>冷却海水系統、格納容器ベント設備等の安全上重要な設備が閉塞等によりその機能を喪失しないこと。</p> | <p>②水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）</p> | <p>・ 原子炉格納容器 ・ 原子炉周辺建屋 ・ 廃棄物処理建屋 ・ 制御建屋 （屋外に設置されている施設） ・ 海水ポンプ</p> <p>金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、外装の塗装等によって短期での腐食により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物の構造物への付着や堆積による化学的腐食により、構造物への影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果、また、塗装による降下火砕物の化学的影響（腐食）について塗装の例が示されている。</p> <p>金属腐食研究については、研究文献「火山環境における金属材料の腐食」により直ちに金属腐食を生じないことが示されている。＜補足説明資料： 6山-別添 1-18～27、68～70＞</p> <p>② 防護対象施設である水循環系を有する施設は、降下火砕物の粒径に対して、その施設の狭隘部に十分大きな流水部を設け閉塞しないように設計していることを確認した。また、降下火砕物の性状の変化による閉塞については、降下火砕物が粘土質でないため考慮する必要はないとしていることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、水循環系の閉塞を考慮すべき施設は、以下である。 （降下火砕物を含む海水の流路となる施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 海水ポンプ ・ 海水ストレーナ ・ 取水設備 <p>補足説明資料において、降下火砕物が混入した海水を取水した場合でも、流水部、軸受部等が閉塞し、機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。＜補足説明資料： 6山-別添 1-46～48＞</p> <p>また、降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用等により影響を及ぼさないように設計していることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、水循環系の化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、以下である。 （降下火砕物を含む海水を取り込む施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 海水ポンプ ・ 海水ストレーナ ・ 取水設備 <p>金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|--|---|
| | <p>③電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）及び化学的影響（腐食）</p> | <p>補足説明資料において、降下火砕物が混入した海水を取水することによる構造物内部の腐食により機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。＜補足説明資料：6山-別添1-46～48＞</p> <p>摩耗については、降下火砕物の硬度が砂よりも低くもろいことから摩耗による影響は小さく、保守管理等により補修が可能としていることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、降下火砕物による水循環系の内部における磨耗を考慮すべき施設は、以下である。</p> <p>（降下火砕物を含む海水を取り込む施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプ ・海水ストレーナ ・取水設備 <p>降下火砕物は砂よりも硬度が低くもろいことから磨耗による影響は小さい。また、降灰時の特別点検、その後の日常保守管理により、状況に応じて補修が可能であり、磨耗により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物が混入した海水を取水した場合でも、降下火砕物と内部構造物との磨耗により機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。＜補足説明資料：6山-別添1-71＞</p> <p>③ 電気系及び計装制御系の防護対象施設は、外気と遮断された全閉構造等により機械的影響（閉塞）を受けず、また、塗装等により化学的影響（腐食）を受けないように設計していることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）及び化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、以下である。</p> <p>（屋外に設置されている施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプ（海水ポンプモータ） <p>海水ポンプ（海水ポンプモータ）は開口部を全閉構造とすることにより、機械的影響（閉塞）により安全機能を損なわない設計とすることを確認した。また、化学的影響（腐食）については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。なお、降下火砕物による機械的影響（摩耗）については、電気系及び計装制御系に対象となる防護対象施設がないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物の電動機冷却空気への侵入による地絡・短絡、及び空気冷却管への侵入による閉塞等、機器の機能に影響がないこと、また、降下火砕物の電動機冷却空気への侵入による内部構造物の化学的影響（腐食）により機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。＜補足説明資料：6山-別添1-20～27＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（3） 確認事項</p> <p>（a） 直接的影響の確認事項</p> <p>③ 必要に応じて、原子力発電所内の構築物、系統及び機器における降下火砕物の除去等の対応が取れること。</p> | <p>（4） 運用</p> <p>① 長期にわたる影響因子に対しては、安全機能が損なわれないようにするため、必要に応じて除灰作業、点検等を行うことを確認。</p> | <p>① 防護対象施設に、長期にわたり静的荷重がかかることや化学的影響（腐食）が発生することなどを避け、安全機能を維持するために、降下火砕物の降灰時の特別点検、除灰等の対応を適切に実施する方針としていることを確認した。</p> <p>降下火砕物の降灰時における手順については、降灰時の特別点検、除灰（資機材を含む。）等の対応を適切に実施するため、手順等を定める方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物が降下した際の対応手順として、新たに改定する「非常災害対策所達」及び「事故時操作所則」に基づき、「警戒本部」の設置や予防対策の実施、必要に応じて除灰を実施することが示されている。また、火山灰の除灰に要する時間、灰置場の集積性及びアクセスルートの復旧について示されている<補足説明資料：6山-別添1-83~84、88~95></p> |

5. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|---|
| <p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（3） 確認事項</p> <p>（b） 間接的影響の確認事項</p> <p>原子力発電所外での影響（長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶）を考慮し、燃料油等の備蓄又は外部からの支援等により、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れること。</p> | <p>降下火砕物による間接的影響として長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶を想定し、外部からの支援がなくても、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れるか。</p> <p>① 原子力発電所外の影響（長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶）を考慮し、外部からの支援がなくとも、7日間の原子炉停止及び停止後の原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能を担うために必要な電力を供給できることを確認。</p> <p>② 非常用ディーゼル発電機への燃料供給のためタンクローリによる燃料運搬が必要な場合は、発電所構内でアクセスルートの確保等の実現可能性を確認。（⇒第33条第7項にて確認。）</p> <p>③ タンクローリにより、7日間の連続運転に必要な燃料運搬及び供給を行う場合、降下火砕物を除去するための体制等が確保される運用が確実に実行される方針であることを確認。（⇒第33条第7項にて確認。）</p> | <p>① 原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないようにディーゼル発電機並びに燃料油貯蔵タンク及び重油タンクを備え、タンクローリによる燃料の運搬も含めて7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする方針としていることを確認した。また、重油タンクから燃料油貯蔵タンクへの燃料供給については、降灰時の道路条件を想定しても除灰作業によりアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>② （⇒第33条第7項にて確認。）</p> <p>③ （⇒第33条第7項にて確認。）</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物の除灰に要する時間、タンクローリによる燃料輸送機能に係るアクセスルートの復旧に要する時間の評価が示されている。<補足説明資料：6山-別添1-84、91~95></p> |

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 (略)

2 (略)

3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

(解釈)

第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)

1～6 (略)

7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等(重大事故等対処設備を含む。)への措置を含む。

8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。

なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成14・07・29 原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき、防護設計の要否について確認する。

大飯発電所3、4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）（第6条））

設置許可基準規則第6条は、外部からの衝撃による損傷の防止を規定しており、想定される自然現象、想定される人為事象に対しても安全施設が安全機能を損なわないことを要求している。このうち、当該発電用原子炉施設外で発生する火災であって、森林火災、また、外部人為事象（偶発事象）として近隣の産業施設（工場・コンビナート等）の火災・爆発、航空機落下による火災等（以下「外部火災」という。）の影響に対しても、安全施設の安全機能が損なわれないように設計することを要求している。

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第6条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。

3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。

2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。

3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。

4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。

5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。

6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。

7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。

8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。

なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。

第6条 外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）

| | |
|---|---------|
| 1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針 | 6 外火-3 |
| 2. 考慮すべき外部火災 | 6 外火-6 |
| 3. 外部火災に対する設計方針 | 6 外火-8 |
| (1) 森林火災 | 6 外火-10 |
| ① 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の想定及び影響評価 | 6 外火-10 |
| a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定 | 6 外火-10 |
| b. 森林火災による影響評価 | 6 外火-15 |
| ② 森林火災に対する設計方針 | 6 外火-20 |
| (2) 近隣の産業施設の火災・爆発 | 6 外火-23 |
| ① 近隣の産業施設からの火災及びガス爆発の想定及び影響評価 | 6 外火-23 |
| a. 近隣の産業施設による火災及びガス爆発の想定 | 6 外火-23 |
| b. 近隣の産業施設による火災及びガス爆発の評価 | 6 外火-25 |
| ② 想定される近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計方針 | 6 外火-30 |
| (3) 発電所敷地内における航空機落下等による火災 | 6 外火-32 |
| ① 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定及び影響評価 | 6 外火-32 |
| a. 航空機墜落による火災の想定 | 6 外火-32 |
| b. 航空機墜落による火災の影響評価 | 6 外火-35 |
| ② 航空機落下等による火災に対する設計方針 | 6 外火-38 |
| (4) ばい煙及び有毒ガス | 6 外火-39 |

1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|---|---|--|
| <p>2. 外部火災による影響</p> <p>2. 1 外部火災負荷とその特性</p> <p>外部火災による原子炉施設への影響については、以下を考慮する必要がある。</p> <p>(1) 火災の規模（放射エネルギー、火災の強度・面積・形状、伝播速度）</p> <p>(2) 二次的影響の有無（煙、ガス、爆発による飛来物等）</p> <p>2. 2 施設への影響形態</p> <p>森林火災については、発電所に到達する火災の原子炉施設に対する火災、放射熱の影響及び発生ばい煙の原子炉施設の換気設備への影響が考えられる。近隣の産業施設等の火災・爆発については森林火災と同様の火災、放射熱の影響、発生ばい煙の影響の他に燃料タンク爆発等による飛来物の影響が考えられる。航空機墜落に対する影響は大量の燃料放出・発火にともなう火災、放射熱の影響及び発生ばい煙の影響が考えられる。</p> <p>3. 外部火災の防護</p> <p>3. 1 設計目標・確認事項</p> <p>(1) 想定火災発生時の安全性の評価においては、原子炉施設に対する最大熱流束を特定し、建屋の外側（コンクリート、鋼、扉、貫通部で形成される障壁）の耐性を確認する。</p> <p>(2) 施設の所要の安全機能を発揮するために必要なすべてのディーゼル発電機への適切な空気の供給を確保できることを確認する。</p> | <p>外部火災に対して、安全施設の安全機能が損なわれないような設計方針を策定するに当たり、外部火災の影響を受け得る施設を抽出することとしているか。</p> <p>(i) 防護対象施設の抽出</p> <p>① 設計上対処すべき施設は、外部火災に対して、原子炉の安全性を確保するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1、2、3機器を対象とする方針であることを確認。</p> <p>補足説明資料において、重要度分類（クラス1、2、3）毎に防護対象施設あるいは機器が網羅的にリストアップされているか。</p> <p>また、補足説明資料において、外部火災発生時に安全機能を維持するために必要な設備であるか、火災防護の方法、等の判断基準を判断フロー等にて示した上で、外部火災による熱影響評価、並びにばい煙等の二次的影響評価を行う対象施設あるいは機器が抽出することとしているか。</p> <p>(ii) 外部火災による影響評価が必要となる施設を選定</p> <p>② 抽出した外部火災から防護する施設のうち、外部火災による影響評価が必要となる施設を選定することを確認。</p> <p>区分例は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋等に内包され防護される施設 ・ 外殻となる施設等（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）による防護が期待できない施設 ・ 建屋内の施設で外気と繋がっている施設 ・ 屋外施設 | <p>① 安全施設に対して外部火災の影響を受けた場合において、原子炉の安全性を確保するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に該当する構築物、系統及び機器を外部火災防護施設とすることを確認した。</p> <p>外部火災防護施設を「第1.11.2表 外部火災防護施設」に示されていることを確認した。</p> <p>② <u>安全施設が外部火災の影響を受けた場合において、原子炉施設の安全性を確保するため、安全重要度分類指針に基づき、設計上対処すべき施設（以下「外部火災防護施設」という。）として、クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている</u>ことを確認した。</p> <p><u>このうち、建屋に内包される構築物、系統及び機器については、建屋を外部火災防護施設として抽出する方針としている。また、外部火災の二次的影響に対して、外気を取り入れるクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を外部火災防護施設として抽出する方針としている</u>ことを確認した。</p> <p>(a) クラス1及びクラス2に属する屋内施設</p> <p>屋内のクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設は、内包する建屋により防護する設計とし、以下の建屋を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器 ・ 原子炉周辺建屋 ・ 制御建屋 ・ 廃棄物処理建屋 |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|------------------|---|--|
| | <p>③ 外部火災影響評価の対象からクラス3に該当する設備を除外する場合、損傷を考慮し代替や修復等により安全機能を損なわない方針であることを確認。</p> | <p>・ 補助建屋 ・ 中間建屋 ・ (b) クラス1及びクラス2に属する屋外施設 屋外のクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設は、以下の施設を対象とする。 ・ 海水ポンプ (c) クラス3に属する施設 クラス3に属する外部火災防護施設は、以下の施設を対象とする。 ・ タービン建屋 ・ 特高開閉所 ・ 固体廃棄物貯蔵庫 ・ モニタリングポスト他 ※屋内に設置されている施設については、建屋により防護することとし、屋外施設については、防火帯の内側に設置すること又は消火活動等により防護。</p> <p>補足説明資料において、安全重要度分類指針との対比表が6 外-添付資料-4「添付資料A 外部火災に対して消火設備等の防護対策を期待せず、構造物等の固有の耐性による防護を評価する対象」で示されている。</p> <p>③ クラス3については、屋内に設置されている機器は、建屋により防護することとし、屋外施設については、防火帯の内側に設置すること、又は消火活動等により防護していくため、安全施設の安全機能を損なうことがないことを確認した。 補足説明資料において、防火帯の外側にあるクラス3設備としてはモニタリングポストがあり、</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|------------------|--|--|
| | | <p>広域にわたる森林火災が発生した場合には、影響を受ける可能性があるため、以下の対応とすることが示されている。</p> <p>モニタリングポスト（クラス3）については、発電所敷地内で卓越する風向方向に設置されており、山中に設置されているものもある。また、放射線測定用の精密機器を有しているため、外部火災の影響を確実に防止できるものとは考えていない。なお、モニタリングポストへのアクセスルートにおいても、周辺には森林があり、発電所から最も離れたモニタリングポストまで約2kmあるため、大規模な森林火災が発生している際に敷地外モニタリングポストへの消火活動は困難であると考えている。</p> <p>このため、常設のモニタリングポスト等が外部火災により機能喪失した場合は、1,2号炉背面道路のコンテナ内に保管している可搬式モニタリングポスト（バッテリー駆動可能）による監視を実施する（可搬式モニタリングポストの設備配置例は図の通り）。なお、可搬式モニタリングポストについては、防火帯の内側に、かつ、常設のモニタリングポストの方向をカバーできる様に配置する。 <補足説明資料：6外-添付資料-105></p> |
| | <p>（iii）二次的影響（煙、ガス、爆発による飛来物等）に配慮すべき施設・機器の抽出方針</p> <p>① 外部火災時の二次的影響を考慮して、配慮すべき施設・機器が抽出されていることを確認。</p> <p><配慮すべき施設・機器の例></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外気を直接設備内に取り込む機器：非常用DG ・ 外気を取り込む空調設備：計装盤（安全保護系含む）用の空調 ・ 屋外設置機器：排気筒、主蒸気逃し弁、海水ポンプ ・ 居住性：原子炉制御室、緊急時対策所 <p>具体的には、二次的影響を、影響の種類や程度を踏まえて選定し、その上で考慮すべき施設が抽出していることか。</p> <p>特に、ばい煙の影響がある機器については、外気を直接設備内に取り込む機器、外気を取り込む空調設備、屋外設置機器及び居住性への影響がある空間を網羅的に対象としているか。</p> | <p>① 外部火災防護施設のうち、外部火災の二次的影響を受けるクラス1及びクラス2に属する施設を以下のとおり抽出することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 換気空調設備 (b) ディーゼル発電機 (c) 海水ポンプ (d) 主蒸気逃がし弁、排気筒等 (e) 安全保護系計装盤 (f) 計器用空気圧縮機 <p>補足説明資料において、外部火災の二次的影響評価としては、ばい煙及び有毒ガスが考えられ、安全上重要な設備に対する影響評価が必要な機器として、外気を取り入れる換気空調設備、外気を設備内に取り込む機器及び室内空気を取り込む機器を抽出することが示されている。</p> |

2. 考慮すべき外部火災

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|--|---|
| <p>2. 2 施設への影響形態</p> <p>森林火災については、発電所に到達する火災の原子炉施設に対する火災、輻射熱の影響及び発生ばい煙の原子炉施設の換気設備への影響が考えられる。近隣の産業施設等の火災・爆発については森林火災と同様の火災、輻射熱の影響、発生ばい煙の影響の他に燃料タンク爆発等による飛来物の影響が考えられる。航空機墜落に対する影響は大量の燃料放出・発火にともなう火災、輻射熱の影響及び発生ばい煙の影響が考えられる。</p> <p>4. 外部火災の影響評価</p> <p>4. 1 考慮すべき発電所敷地外の火災</p> <p>考慮すべき発電所敷地外の火災として以下を検討する。ただし、航空機墜落による火災については、発電所敷地内に航空機墜落が想定される場合には、その発火点は敷地内とする。</p> <p>（1）森林火災</p> <p>発電所敷地外の 10km 以内を発火点とした森林火災が発電所に迫った場合でも、原子炉施設が、その影響を受けないよう適切な防護措置が施されており、その二次的な影響も含めて、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。（解説-1）</p> <p>（2）近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>近隣の産業施設で発生した火災・爆発により、原子炉施設が、その影響を受けないよう適切な防護措置が施されており、その二次的な影響も含めて、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。なお、発電所敷地外の 10km 以内を発火点とし、森林等に延焼することによって発電所に迫る場合は（1）の森林火災として評価する。（ただし、発電所敷地内に存在する石油類やヒドラジンなどの危険物タンク火災については、（3）の航空機墜</p> | <p>外部火災に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、種々の火災とその二次的影響について、考慮すべきものを検討しているか。</p> | <p>外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機落下による火災（本発電所敷地内に存在する危険物タンク火災等を含む。）を選定し、二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を選定していることを確認した。</p> <p>安全施設が外部火災に対して、発電用原子炉施設の安全性を確保するために想定される最も厳しい火災が発生した場合においても必要な安全機能を損なわないよう、防火帯の設置、離隔距離の確保、建屋による防護及び代替設備の確保等によって、安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>想定する外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災及び船舶の火災を選定することを確認した。外部火災にて想定する火災を「第 1.11.1 表 外部火災にて想定する火災」に示されていることを確認した。</p> <p>（個別の外部火災による影響評価及び評価結果に対する設計方針は、次ページ以降に）</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|-------------|--------------|
| <p>落と同様に原子炉施設への熱影響評価等を行う。）</p> <p>（3）航空機墜落による火災 航空機の墜落に伴う火災により、原子炉施設が、その影響を受けないよう適切な防護措置が施されており、その二次的な影響も含めて、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。（解説-2）</p> <p>（解説-1）発火点の設定について 米国外部火災基準（NUREG-1407）において、発電所から 5 マイル以内の火災の影響を評価していることを参考として設定。</p> <p>（解説-2）航空機墜落の評価について 旧原子力安全・保安院が平成 14 年 7 月 30 日付けで定め、平成 21 年 6 月 30 日付けで改正した「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」（平成 21・06・25 原院第 1 号（平成 21 年 6 月 30 日原子力安全・保安院制定））等に基づき、原子炉施設の敷地広さを考慮して、評価の要否について判断する。</p> | | |

3. 外部火災に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3、4号) |
|---|---|---|
| <p>3. 外部火災の防護</p> <p>3. 1 設計目標・確認事項</p> <p>(1) 想定火災発生時の安全性の評価においては、原子炉施設に対する最大熱流束を特定し、建屋の外側(コンクリート、鋼、扉、貫通部で形成される障壁)の耐性を確認する。</p> <p>(2) 施設の所要の安全機能を発揮するために必要なすべてのディーゼル発電機への適切な空気の供給を確保できることを確認する。</p> <p>3. 2 防護手段</p> <p>(1) 外部火災に対する原子炉施設の防護は、外部火災による発電所内における火災の発生可能性の最小化、及び火災に対する障壁を強化することによって実現される。安全系の多重性、離隔、耐火区画、固有の障壁による物理的分離、さらには火災感知および消火設備の使用など、その他の設計特性も備える。</p> <p>(2) 構造物固有の耐性が十分でない場合、障壁の追加や距離による離隔を行う。曝露される構造物コンクリートの厚さを増加することが、想定負荷に対する耐性向上に寄与する場合は、これを検討してもよい。</p> <p>(3) 換気系統は、ダンパ等を用いて外気から系統を隔離すること等によって外部火災から防護する。</p> <p>(4) 煙や埃に対して脆弱な安全保護系の設備等について適切な防護対策を講じる。</p> | <p>発電用原子炉施設外における火災に対する防護設計を行うために、(i) 輻射熱の影響及び(ii) ばい煙の影響その他の影響に対して安全施設の安全機能が損なわれないように、設計方針を策定することとしているか。</p> <p>(i) 輻射熱の影響に対する防護 (外壁に期待する場合)</p> <p>① 外壁における表面温度の許容温度が科学的・技術的に示されていることを確認。 例: 200℃を超えないこと。「建築火災のメカニズムと火災安全設計」(財)日本建築センター 補足説明資料において、以下の項目を考慮することが示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外壁は、側壁だけでなく天井面 ・ 天井面温度評価が外壁(側壁)温度評価に包絡されるとする場合にはその根拠 ・ 建屋内部への熱影響(特に防火帯に近い施設) <p>(外壁に期待できない場合)</p> <p>② 防護上、外壁の表面温度低減等の機能を期待して保護材を設置する場合は、その機能を確実に期待できることを確認。 (例) 建屋外壁の打ち増しコンクリート厚さを増加させることについて、設計方針の妥当性</p> | <p>① 火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度として、200℃以下とすることを確認した。(「原田和典 建築火災のメカニズムと火災安全設計」(財)日本建築センター) 補足説明資料において、以下のとおりコンクリート表面の許容温度が示されている。(添付資料19)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 鉄筋コンクリート構造の火災時耐力については、コンクリートの高温時圧縮強度データ(「高温における高強度コンクリートの力学的特性に関する基礎研究」日本建築学会構造系論文集)を整理した結果として、高温時のコンクリートの圧縮強度低下率が示されている(財団法人日本建築センター「建築火災のメカニズムと火災安全設計」)。加熱温度を常温、100℃、200℃、300℃と100℃間隔で加熱した結果、圧縮強度は常温から100℃で低下し、その後200℃に向けて上昇しており、常温時の強度とほぼ同等の強度まで再上昇する。その後は温度の上昇とともに圧縮強度が低下していることから、コンクリート壁の表面温度200℃を許容温度と定めた。なお、実証試験の温度は緩やかに加熱しているため、コンクリート表面から内部までの温度を均一としており、コンクリート壁の表面温度を200℃に設定することは保守的な評価となる。 <p>また、施設の表面温度の評価を行う際の初期温度設定の考え方が以下のとおり示されている。 (原子炉建屋及び原子炉補助建屋) 火災源からの輻射熱による建屋外壁の表面温度の評価において、その外壁表面温度の初期値については、外気温や日照の影響を考慮した場合、1日における建屋外壁表面の最高温度は約49℃となることから、保守的に建屋外壁表面の初期温度を50℃としている。</p> <p>② 外部火災の熱影響に対して既設の建屋外壁で防護する設計であり保護材の設置はしないことを確認。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|------------------|--|---|
| | <p>（タンクの貯蔵量を運用管理する場合）</p> <p>③ 火災源となる屋外のタンク類について、その内包する燃料等の貯蔵量を低減させることで対応する場合は、運用上の方針を確認。（具体的な内容は保安規定にて確認。）</p> <p>（ii）ばい煙の影響に対する防護</p> <p>① 換気系統においてダンパ等により外気からの隔離を行う場合には、隔離によっても運転員等の居住性が確保されることを確認。 （例）中央制御室での酸素濃度や二酸化炭素濃度の時間変化）。</p> <p>② 煙や埃に対して脆弱な安全保護系の設備等について必要に応じて適切な防護対策を講じていることを確認。</p> | <p>③ 補助ボイラ用燃料タンクの燃料保有量を空運用とすることを確認した。 補足説明資料において補助ボイラ用燃料タンクを常時空運用することを確認した<補足説明資料：「重大事故等防止技術能力」添 02-39></p> <p>（ii）</p> <p>① 外気取り入れ遮断を行う中央制御室及び緊急時対策所については、外気取入遮断時の室内の居住性を確保するため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し、安全機能を損なうことがない設計とすることを確認した。</p> <p>② 安全保護系計装盤が設置されている部屋は、中央制御室換気設備にて空調管理されており、本空調系の外気取入口には平型フィルタが設置されているが、これに加えて下流にさらに細かな粒子を捕集可能な粗フィルタが設置されている。このため、他の換気空調設備に比べて、ばい煙に対して高い防護性能を有しており、室内に侵入するばい煙の粒径は極めて細かな粒子である。この粗フィルタの設置により、極めて細かな粒子のばい煙が侵入した場合においても、ばい煙の付着による短絡等の発生を可能な限り低減することにより安全保護系計装盤の安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> |
| | <p>（iii）火災防護計画</p> <p>火災防護基準に基づき策定することとなる「火災防護計画」において、外部火災に対する消火活動について定められることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 【消火活動の対象および目的】外部火災の場合の自衛消防隊による消火活動の対象や目的が示されていること。 ・ 【消火活動の実現性】（以下、例示） <ul style="list-style-type: none"> a. 自衛消防隊の体制および装備 b. 火災発見の感知方法、監視機器、通報連絡体制 c. 水源位置、ホース展開距離、ホース展開経路、高低差 d. 火災感知から消火活動開始までの所要時間の見積もり根拠（訓練実績、訓練計画） | <p>外部火災における手順については、火災発生時の対応、防火帯の維持・管理、ばい煙・有毒ガス発生時の対応及び補助ボイラ燃料タンクの燃料保有量の制限等を適切に実施するための対策を火災防護計画に定める方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 防火帯の維持・管理においては、手順等を整備し、的確に実施する。 ・ 初期消火活動においては、手順を整備し、火災発生現場の確認、中央制御室への連絡、消火栓等を用いた初期消火活動を実施する。 ・ 外部火災によるばい煙発生時には、外気取入口に設置している平型フィルタ、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止又は閉回路循環運転により、建屋内へのばい煙の侵入を阻止する。 ・ 外部火災による有毒ガス発生時には、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止又は閉回路循環運転により、建屋内への有毒ガスの侵入を阻止する。 ・ 外部火災による中央制御室へのばい煙侵入阻止に係る教育を定期的実施する。 ・ 森林火災から外部火災防護施設を防護するための防火帯の点検等に係る火災防護に関する教育を定期的実施する。 ・ 近隣の産業施設の火災・爆発から外部火災防護施設を防護するために、離隔距離を確保するこ |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|------------------|-------------|---|
| | | <p>とについて火災防護に関する教育を定期的実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部火災発生時の初期消火活動に関する教育を定期的実施する。また、消防活動要因による消防訓練、総合的な訓練、運転操作等の訓練を定期的実施する。 モニタリングポストが外部火災の影響を受けた場合は、代替設備を防火帯内側に設置する運用とし、手順を定め、訓練を定期的実施する。 油計量タンクは常時から運用とする。 <p>また、消火活動に係る体制について「第 1.11.4 図 自衛消防組織体制図」で示されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、以下のとおり森林火災に対応した消火活動の成立性が示されている。（添付資料6）</p> <p>FARSITE解析結果において、火災の到達時間は、発火後2.7時間という結果が得られている。この結果を踏まえ、以下の体制のもと、森林火災発生から消防要員等による消火活動の成立性について評価。</p> <p>森林火災発生時の覚知方法は以下の方法がある。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 災害情報受信者が森林火災情報を受信し、中央制御室（通報連絡者）へ連絡 ② 24時間常駐している警備員が森林火災を発見し、中央制御室（通報連絡者）へ連絡 ③ 24時間常駐している自衛消防隊、運転員が夜間も含めたパトロール時に森林火災を発見し、中央制御室（通報連絡者）へ連絡 <p>上記の方法により火災を覚知した後、消防要員等による消火活動を実施するが、消火活動の成立性については、以下のとおり評価した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 自衛消防隊の初期消火活動要員が24時間常駐しており、早期に消火体制の確立が可能。 ② 外部火災を覚知してから、初期消火活動要員による消火活動開始までに要する時間は過去の訓練実績より約25分（平成27年11月4日の訓練実績）であるので、30分程度で消火（散水）活動が開始できると考えられる。 ③ 初期消火活動要員および敷地内に待機している消防自動車については以下のとおり。 <p>以上より、森林火災覚知後、短時間で消火活動が可能であることから、火災の到達時間約2.7時間内での発電所の自衛消防隊による対応は可能である。</p> <p>なお、森林火災発生時の自衛消防隊の活動内容としては森林火災から防火帯を超えてくる飛び火の影響を防止するための防火帯に沿った散水活動を実施する。</p> |

（1）森林火災

- ① 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の想定及び影響評価
 - a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|------------------|-------------|--------------|
|------------------|-------------|--------------|

| | | |
|--|--|---|
| <p>a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定</p> | <p>森林火災による影響を評価するに当たり、外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度の算出方法を示すとともに、延焼速度を基に発火点から発電所までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を、火炎輻射強度を基に危険距離を算出する方法を示している。</p> | <p>福井県から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種、林齢に基づき、可燃物となる植生を設定していることを確認した。</p> |
| <p>4. 2 発電所敷地外での火災影響の検討 4. 2. 1 火災の規模 火災の規模として、輻射熱、火炎の強度・面積・形状、伝播速度を考慮する。</p> | <p>このため、発生を想定する発電所敷地外における森林火災を、以下の項目を踏まえて想定しているか。</p> | |
| <p>(1) 森林火災 可燃物の量（植生）、気象条件、風向き、発火点等の初期条件を、工学的判断に基づいて原子炉施設への影響を保守的に評価するよう設定する。</p> | <p>(1) FARSITE 解析に必要な入力データ (1-1) 土地利用データ ① 土地利用データについては、国土交通省により示された国土数値情報の100mメッシュのデータが用いられていることを確認。</p> | <p>① 土地の利用状況について、現地状況をできるだけ模擬するため、発電所周辺の建物用地、交通用地等のデータについては、公開情報の中でも高い空間解像度である国土交通省により提供されている国土数値情報の100mメッシュのデータを用いていることを確認した。 補足説明資料において、本データは、田、その他の農用地、森林、荒地、建物用地、海水域、その他の用地の土地状況を実際に近い形で模擬することができるとしてデータが示されている。 (添付資料2)</p> |
| <p>【附属書A（森林火災の原子力発電所への影響評価について）】 1. 総則（略） 1. 2 一般（略） 1. 3 参考資料（略） 1. 4 用語の定義（略）</p> | <p>(1-2) 地形データ ① 地形データについては、国土地理院により示された基盤地図情報の10mメッシュのデータが用いられていること。また、傾斜度、傾斜方法について、標高データから計算されていること。</p> | <p>① 地形データについては、現地状況をできるだけ模擬するため、発電所周辺の土地の標高、地形等のデータについて、公開情報の中でも高い空間解像度である国土地理院により提供されている基盤地図情報の10mメッシュの標高データを用いていることを確認した。 補足説明資料において、地形データとしては、標高データ、傾斜角データ、傾斜方向データの3種類を整備した、標高データには、国土地理院より10mメッシュで提供されている「基盤地図情報 数値標高モデル10mメッシュ」、傾斜角、傾斜方向については標高より計算処理を行い整備したことが示されている。(添付資料2)</p> |
| <p>2. 火災の到達時間及び防火帯幅の評価 2. 1 森林火災の想定 森林火災の想定は以下のとおりである。 (1) 森林火災における各樹種の可燃物量は現地 の植生から求める。 (2) 気象条件は過去10年間を調査し、森林火災の発生件数の多い月の最小湿度、最高気温、及び最大風速の組合せとする。 (3) 風向は卓越方向とし、発電所の風上に発火点を設定する。ただし、発火源と発電所の位置関係から風向きを卓越方向に設定することが困難な場合は、風向データ等から適切に設定できるものとする。 (4) 発電所からの直線距離10kmの間で設定する。(解説-1) (5) 発火源は最初に人為的行為を考え、道路沿いを発火点とする。さらに、必要に応じて想定発火点を考え評価する。</p> | <p>(1-3) 植生データ ① 植生調査は、現地調査したもの、または、森林簿等による机上検討によるものが明示されていることを確認。 植生データを使用する場合、地方自治体から入手した森林簿等に記載された樹種・林齢を利用し、土地利用データにおける森林の領域（100mメッシュ）をさらに細分化したものが解析に用いられていることを確認。なお、発電所近傍の植生についてより詳細に調査する必要があるとする場合、その理由が説明されていることを確認。補足説明資料において、植生調査の日時あるいは利用</p> | <p>① 現地状況をできるだけ模擬するため、樹種及び生育状況に関する情報を有する森林簿の空間データを地方自治体（福井県）より入手する。森林簿の情報を用いて、土地利用データにおける森林領域を樹種・林齢によりさらに細分化する。発電所構内の植生データについては、発電所内の樹木を管理している緑化計画書を用いる。また、発電所周辺の植生データについて、実際の植生を調査し、FARSITE入力データとしての妥当性を確認した。 補足説明資料において、森林簿データ、発電所にて管理している緑化計画書のデータ及び植生調査により、大飯発電所周辺の植生図を作成したことが、以下のとおり示されている。 (a) 森林簿データ 森林簿データについては、地方自治体から入手したものを使用している。地方自治体から入手した森林簿（H25年4月に入手）の中から「樹種」と「林齢」が特定できるものについては、以下の11区分の植生タイプに分類し、FARSITE解析上の可燃物パラメータを設定した。(添付資料2)</p> |

（解説-1）発火点の設定について

米国外部火災基準（NUREG-1407）において、発電所から5マイル以内の火災の影響を評価するとしていることを参考として設定。

2. 2 森林火災による影響の有無の評価

2. 2. 1 評価手法の概要

本評価ガイドは、発電所に対する森林火災の影響の有無の評価を目的としている。具体的な評価指標と観点を以下に示す。

| 評価指標 | 評価の観点 |
|--------------------------------|---|
| 延焼速度 [km/h] | ・火災発生後、どの程度の時間で発電所に到達するの ・発電所に到達し得る火災の規模はどの程度か ・必要となる消火活動の能力や防火帯の規模はどの程度か |
| 火線強度 [kW/m] | |
| 火炎長 [m] | |
| 単位面積当たり熱量 [kJ/m ²] | |
| 火炎輻射強度 [kW/m ²] | |
| 火炎到達幅 [m] | |

上記の評価指標は、現地の土地利用（森林、農地、居住地等の分布）、地形（標高、傾斜角度等）、気象条件（風向・風速、気温、湿度等）に大きく依存することから、これらを可能な限り考慮した評価を行う必要がある。

本評価ガイドにおいては、FARSITE（Fire Area Simulator）という森林火災シミュレーション解析コードの利用を推奨している。FARSITEは、米国農務省 USDA Forest Service で開発され、世界的に広く利用されている。本モデルは、火災の4つの挙動タイプを考慮するとともに、地理空間情報を入力データとして使用することにより、現地の状況に即した評価を行うことが可能である。

2. 2. 2 評価対象範囲

評価対象範囲は発電所近傍の発火想定地点を10km以内としたことにより、植生、地形等評価

した森林簿等のデータの作成日が記載されているか。また、植生調査者の力量（国家資格等）、主要な調査地点の写真等を確認。

- ② FARSITEへ入力するパラメータ区分（樹種・林齢・樹冠率）の設定の考え方を確認。

(b) サイト内植生データ

サイト内植生データとして、発電所にて管理している緑化計画書のデータから、各領域内に存在する植生種類及びその組み合わせにより、可燃物パラメータを設定した。サイト内植生データ区分と可燃物パラメータとの対応及び設定の考え方は以下のとおり。なお、緑化計画書については、H26年11月時点のものを反映した。（添付資料2）

(c) 植生調査

植生調査において、調査対象箇所の周辺について、目視にて調査を実施している。また、調査者は生物分類技能検定1級（植物部門）の資格を保有し、植生調査に関する業務についても10年以上従事しており、十分な力量を保有していることから、植生調査結果は妥当である。

- ② 森林簿の情報を用いて、土地利用データにおける森林領域を樹種・林齢によりさらに細分化する。また、発電所周辺の植生データについて、実際の植生を調査し、FARSITE入力データとしての妥当性を確認した。

補足説明資料において、FARSITE入力データとして用いる上で11区分に整理したことがしめされている。針葉樹の設定については、実際の森林状況を可能な限り反映するため、針葉樹の地面草地等の可燃物量を林齢に基づき区分している。広葉樹は一般に高齢で下草の状況は林齢によってほとんど変わらないことを考慮し、林齢に依存しない可燃物パラメータとなっている。ただし、下草の可燃物量、可燃物厚さが保守的に大きな値に設定されている。（下草等の可燃物量は針葉樹（10年生未満）と同じとしており、保守的な設定）

なお、入力した植生データの妥当性を確認するため、森林火災の評価（火線強度・火炎輻射発散度の算出）に係る防火帯外縁（森林側）周辺の植生調査を実施したところ、防火帯の外縁には、常緑広葉樹、落葉広葉樹、針葉樹が確認された。それぞれの樹種による火線強度を確認すると常緑広葉樹よりも、落葉広葉樹及び針葉樹は高く、更に20年以上の針葉樹は落葉広葉樹より低く

上必要な対象範囲は発火点の距離に余裕をみて南北 12km、東西 12km とする。

2. 2. 3 必要データ

評価に必要なデータを以下に示す。

| データ種類 | 整備要領 |
|---------|--|
| 土地利用データ | 現地状況をできるだけ模擬するため、公開情報の中でも高い空間解像度である 100m メッシュの土地利用データを用いる。 (国土数値情報 土地利用細分メッシュ) |
| 植生データ | 現地状況をできるだけ模擬するため、樹種や生育状況に関する情報を有する森林簿の空間データを現地の地方自治体より入手する。森林簿の情報を用いて、土地利用データにおける森林領域を、樹種・林齢によりさらに細分化する。 |
| 地形データ | 現地の状況をできるだけ模擬するため、公開情報の中でも高い空間解像度である 10m メッシュの標高データを用いる。傾斜度、傾斜方向については標高データから計算する。 (基盤地図情報 数値標高モデル 10m メッシュ) |
| 気象データ | 現地にて起こり得る最悪の条件を検討するため、発生件数の多い月の過去 10 年間の最大風速、最高気温、最小湿度の条件を採用する。 |

③ 植生が混在している区画等においては、火線強度が大きくなる植種（入力パラメータ）に設定していることを確認。

(1-4) 気象データ

① 過去 10 年間の実績を調査し、森林火災の発生件数の多い、いくつかの月のうち、最小湿度、最高気温、及び最大風速が厳しくなるものの組合せが採用されていることを確認。

② 風向は卓越風向が採用されていること。具体的には、最大風速における風向の出現回数、及び最多風向の出現回数を調査し、風上方向に発火点が存在する方角の中で、出現回数が多い風向を卓越風向として設定していることを確認。

なることから、植生調査結果において防火帯外縁の樹種を全て落葉広葉樹に設定していることは妥当である。(添付資料 2)

③ 林齢は、樹種を踏まえて地面草地の可燃物量が多くなるように保守的に設定することを確認した。
補足説明資料において、②と同様。
(添付資料 2)

① 福井県における森林火災発生頻度が年間を通じて比較的高い月の小浜地域気象観測所と舞鶴特別地域気象観測システムの過去 10 年間の気象データの中から、最小湿度、最高気温及び最大風速をそれぞれ抽出し、それらの組合せを気象条件として設定していることを確認した。

福井県で発生した森林火災の実績より、発生頻度が高い 3 月から 6 月の気象条件（最多風向、最大風速、最高気温及び最小湿度）の最も厳しい条件を用いることを確認した。

また、森林火災の検討に関係する最寄りの気象庁観測所（小浜地域気象観測所及び舞鶴特別地域気象観測システム）の気象データが「補足説明資料 第 2.2.18 表 気象データ（気温、湿度、風速）(2003～2012 年) 及び森林火災件数」、「補足説明資料 表 2.2.19 気象データ（卓越風向）」で示されていることを確認した。

② 風向については、上記の気象データの中から最大風速における風向と最多風向の出現回数を調査し、これらを基に卓越風向を設定し、評価に必要なパラメータごとに、より厳しい値を採用していることを確認した。

補足説明資料において、風向は 3～6 月における卓越風向を選定すべく、両観測地点の最大風速における風向の出現回数および最多風向の出現回数を調査した。調査結果、風上方向に発火点と考える地点がある方角の中で出現回数が多い南東、南南東、南を卓越風向としたことが示されている。

| | | |
|--|---|--|
| | <p>③ 気象条件として設定する風向きについて、最大風速の風向きも考慮して設定しているか。</p> | <p>③ 補足説明資料において、風向は3～6月における卓越風向を選定すべく、両観測地点の最大風速における風向の出現回数および最多風向の出現回数を調査した。調査結果、風上方向に発火点と考える地点がある方角の中で出現回数が多い南東、南南東、南を卓越風向としている。</p> |
| | <p>(2) 評価エリア</p> <p>① 発火想定地点と発電所との関係を考慮して、評価対象範囲を設定していることを確認。</p> <p>(例)</p> <p>発火想定地点を発電所から10kmとした場合、発電所から南北12km、東西12kmの範囲等</p> | <p>① 発電所近傍の発火想定地点を10km以内とし、植生及び地形の評価対象範囲は発火点の距離に余裕をみて南北13km、東西13kmの範囲を対象に評価を行うことを確認した。</p> |
| | <p>(3) 発火点</p> <p>人為的行為（たばこ、野火等）による発火を考慮して道路沿いに発火点を選定されているか。</p> <p>① 想定する発火位置の考え方を確認。</p> <p>(考慮事項の例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所周辺の道路地図等による道路の位置関係 ・ 斜面の勾配その他発電所近傍の地理関係 ・ 火災の発生件数、発火要因については、地域性（地域固有のデータ） ・ 人為的であることを考慮して人の立ち入りが可能な海岸付近の区域 <p>② 発電所到達時の火線強度が大きくなるよう、発火時刻による感度解析が行われていることを確認。</p> | <p>① 発火点の設定について、福井県における森林火災の最多発生原因（野焼きと焚き火）を考慮し、田、広場（公園）を設定するとともに、卓越風向を考慮し、本発電所の風上に発火点を3つ設定していることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発火点1 : 発電所の南東約0.9kmの田の領域 ・ 発火点2 : 発電所の南南東約0.9kmの田の領域 ・ 発火点3 : 発電所の南西約1.5kmの田の領域 <p>(発火点の設定の妥当性については後述する。)</p> <p>2つの発火点を基に評価に必要なパラメータを算出し、パラメータごとに、より厳しい値を採用していることを確認した。また、いずれの発火点も、本発電所からの直線距離が10kmまでの範囲内であり、発火源として人為的行為を想定していることを確認した。</p> <p>② 森林火災の発火時刻について、日照時間に応じた感度解析を行い、火線強度又は反応強度が最大となる時刻を採用していることを確認した。</p> <p>具体的には、森林火災の発火時刻については、日照による草地及び樹木の乾燥に伴い、火線強度及び反応強度が増大することから、これらを考慮して火線強度及び反応強度が最大となる時刻を設定したことを確認した。</p> |

b. 森林火災による影響評価

b-1. 火災の到達時間及び防火帯幅の評価

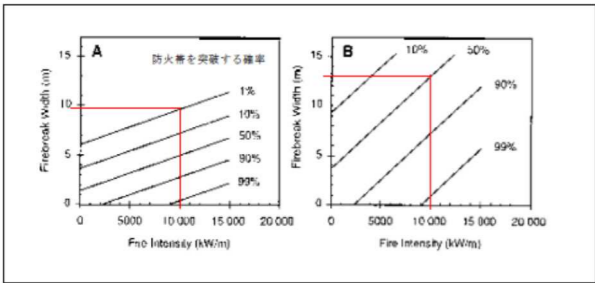
| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3、4号) |
|--|---|---|
| <p>b. 森林火災による影響評価</p> <p>b-1. 火災の到達時間及び防火帯幅の評価</p> <p>4. 3 火災の影響評価</p> <p>火災の影響評価では以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の規模に対する原子炉施設の十分な防火機能 <p>(1) 森林火災</p> <p>評価パラメータとして以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火線強度 (想定火災の火炎強度に対する原子炉施設の防火帯幅評価) 発電所敷地外の10km以内を発火点とする。 輻射強度 (想定火災の輻射熱に対する原子炉施設の熱影響評価) 防火帯幅 (延焼防止に必要な防火帯の幅)、危険距離 (延焼防止に必要な距離) 延焼速度及び発火点から発電所までの到達時間 森林火災の評価 (ばい煙等への対策を除く。)については附属書Aに示す。 <p>【附属書A (森林火災の原子力発電所への影響評価について)】</p> <p>2. 2. 4 延焼速度及び火線強度の算出</p> <p>ホイヘンスの原理*に基づく火災の拡大モデルを用いて延焼速度や火線強度を算出する。 * 附属 A 参照</p> <p>2. 2. 5 火災の到達時間の算出</p> <p>延焼速度より、発火点から発電所までの到達時間を算出する。また、火災の到達時間を基に発電所の自衛消防隊が対応可能であるか否かを評価する。</p> <p>2. 2. 6 防火帯幅の算出</p> <p>火線強度より、発電所に必要な最小防火帯幅を算出する。ここでは Alexander and Fogarty の</p> | <p>「a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定」の火災による火災の到達時間及び防火帯幅の評価は、外部火災ガイド附属書Aを踏まえて算出されているか。</p> <p>【FARSITE 解析結果の確認】</p> <p>① 解析結果のコンター図等で火線強度が最大となる位置を確認。</p> <p>【延焼速度、火災の到達時間、火線強度の算出】</p> <p>② FARSITE の解析結果より、以下の項目について算出していることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> 延焼速度及び火線強度 発火点から発電所までの到達時間 | <p>① 森林火災シミュレーション解析コード (FARSITE) を用いて、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を算出した上で、延焼速度を基に発火点から防火帯までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を算出していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、火災の想定にあたっては、以下の条件とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 森林火災の火炎は、円筒火炎モデルとする。最大の火炎輻射強度を持った円筒モデルとして火炎の高さは燃焼半径の3倍とし、燃焼半径から円筒火炎モデルの数を算出することにより火炎到達幅の分だけ円筒火炎モデルが横一列に並ぶものとする。(添付資料5) 気象条件は過去10年間の森林火災の発生件数の多い月である4月の前後も考慮し、5月の21m/sとする。(添付資料13,14) <p>② 具体的には、ホイヘンスの原理に基づく火災の拡大モデルを用いて延焼速度を0.06m/sとし、これを基に、発火点から防火帯までの火災の到達時間を約2.7時間としていることを確認した。防火帯の外縁での最大火線強度を708kW/mとし、これに必要な防火帯幅を16.2mとしていることを確認した。また、最大の火炎輻射強度を422kW/m²としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、FARSITE による解析結果から火炎輻射強度を直接算出できないため反応強度から火炎輻射強度を算出していることが以下のとおり示されている。</p> <p>具体的には、米国における文献 (THE SFPE HANDBOOK OF Fire Protection Engineering) と、FARSITE において確認できる火災規模を表す反応強度から火炎輻射強度を算出したとしており、当該文献より、反応強度は火炎輻射強度と火炎対流発散度の和によって求められることが示されている。(参考資料 6 外-添付資料-28,29)</p> |

手法を用い、火炎の防火帯突破確率 1%の値を発電所に最低限必要な防火帯幅とする。

Alexander の文献では、火線強度と防火帯幅との関係は相似則が成り立つとして、火線強度に対する防火帯幅の相関図を示している（図1）。以下にそれを活用した防火帯幅を求める手法を説明する。

図1は、森林火災が、火線強度の関数として防火帯を破る可能性に関する図である。防火帯幅と防火帯の風上 20m 内に樹木が存在しない場合（図1A）と存在する場合（図1B）である。例として、図1Aの場合で、火線強度 10,000kW/m の森林火災が約 10m 幅の防火帯を突破する確率は 1%であり（図1A内赤線）、図1Bの場合で、同じく火線強度防火帯幅の評価には風上の樹木の有無によって異なる表を用いる。火炎の防火帯突破確率 1%となる最小防火帯幅を下記に示す。

風上に樹木が無い場合の火線強度と最小防火帯幅の関係（火炎の防火帯突破確率 1%）



風上に樹木が無い場合の火線強度と最小防火帯幅の関係（火炎の防火帯突破確率 1%）

| | | | | | | | | | | |
|-------------|-----|------|------|------|------|------|-------|-------|-------|-------|
| 火線強度 (kW/m) | 500 | 1000 | 2000 | 3000 | 4000 | 5000 | 10000 | 15000 | 20000 | 25000 |
| 防火帯幅 (m) | 6.2 | 6.4 | 6.7 | 7.1 | 7.4 | 7.8 | 9.5 | 11.3 | 13.1 | 14.8 |

風上に樹木が有る場合の火線強度と最小防火帯幅の関係（火炎の防火帯突破確率 1%）

| | | | | | | | | | | |
|-------------|-----|------|------|------|------|------|-------|-------|-------|-------|
| 火線強度 (kW/m) | 500 | 1000 | 2000 | 3000 | 4000 | 5000 | 10000 | 15000 | 20000 | 25000 |
| 防火帯幅 (m) | 16 | 16.4 | 17.4 | 18.3 | 19.3 | 20.2 | 24.9 | 29.7 | 34.4 | 39.1 |

b-2. 危険距離の評価

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） | | | | | | | | | | | | |
|--|---------------------------------|--------------|--------------------------|---------------------------|-----------|---------------------------------|----------|-------------------------|----------|------------------|----------|------------|---|--|
| <p>b-2. 危険距離の評価</p> <p>【【附属書A（森林火災の原子力発電所への影響評価について）】】</p> <p>3. 危険距離の評価</p> <p>3. 1 森林火災の想定</p> <p>前述の2. 1 森林火災の想定と同じ。</p> <p>3. 2 森林火災による影響の有無の評価</p> <p>3. 2. 1 評価手法の概要</p> <p>本評価ガイドは、輻射強度という指標を用いて、原子炉施設に対する森林火災の影響の有無の評価を目的としている。具体的な評価指標とその内容を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="210 890 795 1234"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>輻射強度 [W/m²]</td> <td>火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度</td> </tr> <tr> <td>火炎到達幅 [m]</td> <td>発電所に到達する火炎の横幅（2. 2 森林火災で算出された値）</td> </tr> <tr> <td>形態係数 [-]</td> <td>火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数</td> </tr> <tr> <td>燃焼半径 [m]</td> <td>森林火災の火炎高さより算出する値</td> </tr> <tr> <td>危険距離 [m]</td> <td>延焼防止に必要な距離</td> </tr> </tbody> </table> <p>上記の評価指標は、受熱面が輻射帯の底部と同一平面上にあると仮定して評価する。</p> <p>森林火災の火炎形態については、土地の利用状況（森林、農地、居住地等の分布）、地形（標高、傾斜角度等）、気象条件（風向・風速、気温、湿度等）に大きく依存することから、これらをすべて反映した火炎モデル仮定することは難しい。したがって、森林火災の火炎は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。なお、原子炉施設への火炎到達幅の分だけ円筒火災モデルが横一列に並ぶものとする。</p> <p>3. 2. 2 評価対象範囲</p> | 評価指標 | 内容 | 輻射強度 [W/m ²] | 火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度 | 火炎到達幅 [m] | 発電所に到達する火炎の横幅（2. 2 森林火災で算出された値） | 形態係数 [-] | 火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数 | 燃焼半径 [m] | 森林火災の火炎高さより算出する値 | 危険距離 [m] | 延焼防止に必要な距離 | <p>「a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定」の火災による危険距離の評価は、ガイド附属書Aを踏まえて算出されているか。</p> <p>① 熱影響を評価し施設までの危険距離を確認。補足説明資料において、算出過程（評価モデル、評価式、境界条件、初期条件、形状データ、物性データ等）が提示されているか。具体的には以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 壁面の熱伝導モデルや計算条件は保守的に設定されていること。 ・ 物性データの出典が提示されていること。 ・ 日照条件を温度計算条件に反映していること。 | <p>① 影響評価に用いる火炎輻射強度は、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が422 kW/m²（保守的な入力データにより FARSITE で評価した火炎輻射強度は反応強度と比例することから反応強度が高い発火点3の火炎輻射強度を用いて評価する。）と算出されたことから、設計方針の策定に用いる火炎輻射強度を500 kW/m²とし、これに対する危険距離を算出した上で、危険距離に応じた離隔距離を確保するとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、外部火災ガイドを踏まえて算出した過程が示されている。（補足資料 6 外-添付資料-5）</p> |
| 評価指標 | 内容 | | | | | | | | | | | | | |
| 輻射強度 [W/m ²] | 火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度 | | | | | | | | | | | | | |
| 火炎到達幅 [m] | 発電所に到達する火炎の横幅（2. 2 森林火災で算出された値） | | | | | | | | | | | | | |
| 形態係数 [-] | 火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数 | | | | | | | | | | | | | |
| 燃焼半径 [m] | 森林火災の火炎高さより算出する値 | | | | | | | | | | | | | |
| 危険距離 [m] | 延焼防止に必要な距離 | | | | | | | | | | | | | |

評価対象範囲は発電所に迫る森林火災とする。

3. 2. 3 必要データ

評価に必要なデータを以下に示す。

| データ種類 | 整備要領 |
|--------------------------------|---|
| 火炎放射発散度 [W/m ²] | 2. 2 森林火災で算出された火炎放射強度の値を火炎放射発散度の値に変換したもの |
| 火炎長 [m] | 2. 2 森林火災で算出された火炎長の値 |
| 火炎到達幅 [m] | 2. 2 森林火災で算出された到達火炎の横幅 |
| 危険放射強度 [W/m ²] | 原子炉施設の外壁、天井スラブの放射熱に対する耐熱性を放射強度で示したもの (文献等で無い場合には実測すること) |

3. 2. 4 燃焼半径の算出

次の式から燃焼半径を算出する。火炎長は前述の2. 2 森林火災の影響評価で算出された値を用いる。

$$R = \frac{H}{3}$$

R: 燃焼半径 [m]、H: 火炎長 [m]

3. 2. 5 円筒火炎モデル数の算出

次の式から円筒火炎モデル数を算出する。火炎到達幅は前述の2. 2 森林火災の影響評価で算出された値を用いる。

$$F = \frac{W}{2R}$$

F: 円筒火炎モデル数 [-]、W: 火炎到達幅 [m]、R: 燃焼半径 [m]

3. 2. 6 形態係数の算出

次の式から各円筒火炎モデルの形態係数を算出する。

$$\phi = \frac{1}{\pi} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2-1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A-2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\frac{A(n-1)}{\sqrt{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\frac{(n-1)}{\sqrt{(n+1)}} \right] \right\}$$

ただし $m = \frac{H}{R} \approx 3$, $n = \frac{L_i}{R}$, $A = (1+n)^2 + m^2$, $B = (1-n)^2 + m^2$

ϕ_i : 各円筒火炎モデルの形態係数、 L_i : 離隔距離 [m]、 H : 火炎長 [m]、 R : 燃焼半径 [m]

したがって、各円筒火炎モデルの形態係数を合計した値が、原子炉施設に及ぼす影響について考慮すべき形態係数 ϕ_t となる。

$$\phi_t = (\phi_i + \phi_{i+1} + \phi_{i+2} \dots)$$

ϕ_t : 各円筒火炎モデルの形態係数を合計した値

なお、 $i+(i+1)+(i+2)\dots+(i+x)$ の火炎モデル数の合計は F 個となる。

3. 2. 7 危険距離の算出

輻射熱に対する原子炉施設の危険輻射強度を調査し、輻射強度がその危険輻射強度以下になるように原子炉施設は危険距離を確保するものとする。

火災の火炎から任意の位置にある点 (受熱点) の輻射強度は、火炎輻射強度に形態係数を掛けた値になる。次の式から形態係数 ϕ を求める。

$$E = Rf \cdot \phi$$

E : 輻射強度 [W/m²]、 Rf : 火炎輻射発散度 [W/m²]、 ϕ : 形態係数 $\phi > \phi_t$ となるように危険距離を算出する。

$$\phi = \frac{1}{\pi} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2-1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A-2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\frac{A(n-1)}{\sqrt{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\frac{(n-1)}{\sqrt{(n+1)}} \right] \right\}$$

ただし $m = \frac{H}{R} \approx 3$, $n = \frac{L_t}{R}$, $A = (1+n)^2 + m^2$, $B = (1-n)^2 + m^2$

ϕ_t : 各火炎モデルの形態係数を合計した値、 L_t : 危険距離 [m]、 H : 火炎長 [m]、 R : 燃焼半径 [m]

② 森林火災に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|---|---|
| <p>4. 4 火災の影響評価判断の考え方 (1) 森林火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設の外壁、天井スラブが想定される森林火災の熱影響に対して許容限界温度以下である。 想定される森林火災に対して、火災の到達時間を考慮して発電所の自衛消防隊による対応が可能である。 防火帯幅が想定される森林火災に対して、評価上必要とされる防火帯幅以上である。 発電所に設置される防火帯の外縁（火炎側）から原子炉施設までの隔離距離が、想定される森林火災に対して、評価上必要とされる危険距離以上である。 <p>【附属書A（森林火災の原子力発電所への影響評価について）】</p> <p>2. 3 判断の考え方（到達時間及び防火帯幅） 森林火災影響評価においては、以下に示す到達時間及び防火帯幅の要求基準を満足していることを確認する。</p> <p>2. 3. 1 火災の到達時間 想定される森林火災に対して、火災の到達時間を考慮して発電所の自衛消防隊による対応が可能であること。</p> <p>2. 3. 2 防火帯幅 防火帯幅が想定される森林火災に対して、評価上必要とされる防火帯幅以上であること。</p> <p>3. 3 判断の考え方（危険距離） 危険距離を指標とした森林火災の影響の有無は、次の要求基準を満足しているかで判断する。</p> | <p>発火点から発電所敷地境界までの到達時間の算出及び防火帯幅の設定方針が適切か。</p> <p>(i) 熱影響に対する防護</p> <p>① 原子炉施設の外壁（天井面含む）、天井スラブが想定される森林火災の熱影響に対して許容限界温度以下となるよう設計することを確認。 補足説明資料において、以下の事項を考慮して設計しているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> 許容温度の考え方並びにその根拠 建物内部への影響 | <p>これらの消火活動、防火帯幅及び隔離距離の設定を前提として、森林火災に対する設計方針を、以下のように策定していることを確認した。</p> <p>① 外部火災防護施設を内包する建屋について、防火帯外縁における森林火災から最も近い建屋の外壁温度が許容値を下回るように設計していることを確認した。クラス1及びクラス2に属する屋外の構築物、系統及び機器については、森林火災に伴う温度上昇により安全機能が損なわれないように設計していることを確認した。また、クラス3に属する屋外の構築物、系統及び機器については、防火帯の内側への設置、代替設備の確保又は火災防護計画に基づく消火活動により防護する方針としていることを確認した。</p> <p>（クラス1、クラス2及びクラス3に属する屋内施設） 火炎輻射強度 500kW/m² に基づき算出する、防火帯の外縁（火炎側）から最も近く（38m）に位置する4号炉原子炉周辺建屋の表面温度を求め、コンクリート許容温度 200℃（火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度）以下とすることで、クラス1、クラス2及びクラス3に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>（クラス1及びクラス2に属する屋外施設） 火炎輻射強度に基づき算出する温度を許容温度以下とするよう、適切に防護することで安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>(1) 海水ポンプ 火炎輻射強度 500kW/m² に基づき算出する海水ポンプの周囲温度を許容温度 65℃（モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な周囲温度）以下とすることで、海水ポンプの安全機能を損なわない設計とする。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|---|---|---|
| <p>発電所に設置される防火帯の外縁（火炎側）から原子炉施設までの離隔距離が、想定される森林火災に対して、評価上必要とされる危険距離以上であること。</p> <p>4. 森林火災に対する防火安全性評価 2.3.1、2.3.2及び3.3の項目を十分に満たしている場合には、森林火災に対して一定の防火安全性をもつものとする。満たしていない場合には、別途防火安全対策を講じる。</p> | <p>② 複数の防護対象施設あるいは機器への影響評価を一つの施設あるいは機器で代表する場合には、その根拠が示されていることを確認。</p> | <p>② 外部火災による影響評価が必要となる施設は、①のとおり全て評価した上で設計することを確認した。</p> |
| | <p>(ii) 防火帯幅の設定</p> <p>① 発電所に設置される防火帯の外縁（火炎側）から原子炉施設までの離隔距離が、想定される森林火災に対して、評価上必要とされる危険距離以上であることを確認。</p> | <p>必要な防火帯幅が16.2mと算出されたことから、森林伐採により18m以上の防火帯幅を確保していることを確認した。</p> <p>① 防火帯の外縁（火炎側）からの離隔距離を火炎輻射発散度500kW/m²に基づき算出する危険距離以上確保することにより、以下のとおりクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>（a）クラス1及びクラス2に属する屋内施設 火炎輻射強度500kW/m²に基づき危険距離（発電所周囲に設置される防火帯の外縁（火炎側）からクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の間に必要な離隔距離）を算出し、防火帯の外縁（火炎側）から最も近くに位置する4号原子炉周辺建屋までの距離（38m）を危険距離以上確保することで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>（b）クラス1及びクラス2に属する屋外施設 火炎輻射強度500kW/m²に基づき危険距離を算出し、発電所周囲に設置される防火帯の外縁（火炎</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3、4号) |
|-------------------|---|---|
| | <p>② ①を踏まえて防火帯を設定していることを確認。</p> <p>③ 防火帯内にある設備等について、網羅的に抽出するとともにその適否の考え方を確認。</p> <p>④ 飛び火等による敷地内への延焼対策については、消防要員等に対応することとしていることを確認。</p> | <p>側)からの離隔距離を危険距離以上確保することにより、安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>補足説明資料において、防火帯の設定に当たっては、発電所内建物、駐車場についても配置を考慮し、これらと干渉しないように防火帯を設定する。</p> <p>防火帯の管理として、可燃物及び消火活動に支障となる物品が存在しないことを確認するとともに、必要に応じて除草等の管理を行う。</p> <p>② FARSITE から出力される最大火線強度 (708kW/m (発火点2)) により算出される防火帯幅 16.2m に対し、約 18mの防火帯幅を確保することにより安全施設の安全機能を損なわない設計とすることを確認した。設置する防火帯の位置関係について、「第 1.11.1 図 防火帯設置図」により確認した。</p> <p>③ 記載なし。</p> <p>④ 発火点から防火帯までの到達時間が約 2.7 時間と算出されたことから、本発電所に常駐する自衛消防隊により、万が一の飛び火等による火炎の延焼を防止することが可能であるとしていることを確認した。</p> <p>延焼速度より、発火点から防火帯までの火炎到達時間 (火炎が防火帯に到達する時間) (2.7 時間 (発火点2)) を算出し、森林火災が防火帯に到達するまでの間に発電所に常駐している自衛消防隊による屋外消火栓等を用いた消火活動が可能であり、万が一の飛び火等による火炎の延焼を防止することで外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> |

（2）近隣の産業施設の火災・爆発

① 近隣の産業施設からの火災及びガス爆発の想定及び影響評価

a. 近隣の産業施設による火災及びガス爆発の想定

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|---|---|---|
| <p>a. 発電所周辺における石油コンビナート等の火災及びガス爆発想定（危険物等の流出火災及び高圧ガス漏洩による爆発）</p> <p>4. 2 発電所敷地外での火災影響の検討</p> <p>4. 2. 1 火災の規模</p> <p>火災の規模として、輻射熱、火炎の強度・面積・形状、伝播速度を考慮する。</p> <p>（2）近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>発電所近隣の産業施設の特徴から、火災・爆発の規模を工学的判断に基づいて、原子炉施設への影響を保守的に評価するよう設定する。</p> <p>【附属書B】（石油コンビナート等火災・爆発の原子力発電所への影響評価について）</p> <p>1. 総則（略）</p> <p>1. 2 一般（略）</p> <p>1. 3 参考資料（略）</p> <p>1. 4 用語の定義（略）</p> <p>2. 発電所周辺における石油コンビナート等の火災影響評価</p> <p>2. 1 石油コンビナート等の火災想定（危険物等の流出火災）</p> <p>石油コンビナート等の火災想定は以下のとおりである。</p> <p>（1）野外貯蔵タンクの火災想定</p> <p>A. 想定条件</p> <p>A.-1 気象条件は無風状態とする。</p> <p>A.-2 タンクから石油類が流出しても、防油堤内に留まるものとする。</p> <p>A.-3 火災は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。</p> <p>B. 火災の形態</p> | <p>近隣の産業施設の火災・爆発に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発電所敷地外の石油コンビナート等を抽出した上で、設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、それらに火災及び爆発が発生した場合の影響（飛来物を含む。）について評価する方法を示している。</p> <p>このため、a.において、火災の規模を設定するための条件を整理していることを確認する。</p> <p>（発電所周辺における石油コンビナート）</p> <p>① 発電所敷地外の半径10km内外について、石油コンビナート等の立地状況を調査（燃料輸送車両、漂流船舶等の発火による影響も含む。）し、発電所周辺における石油コンビナート等の火災を想定していることを確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ パイプラインやそのバルブステーション ・ 航行船舶 ・ 漂流船舶 など <p>（発電所敷地内の危険物タンク等）</p> <p>② 発電所敷地内における危険物（油タンク、船舶等）の火災を想定していることを確認。</p> | <p>（発電所周辺における石油コンビナート）</p> <p>① 本発電所に影響を及ぼすような火災・爆発を発生し得る近隣の産業施設を調査し、発電所敷地外の半径10km以内に石油コンビナート等に相当する施設はないとしていることを確認した。</p> <p>また、発電所に最も近い石油コンビナート施設は北東約78kmの位置、福井市と坂井市にわたる沿岸にあることを確認した。</p> <p>発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設を調査した結果、敦賀市に主要な産業施設があるが、これらの産業施設は発電所からの離隔距離が確保されており、さらに、これらの産業施設と発電所の間には標高約100mの山林の障壁があり、火災・爆発の影響を受けるおそれはないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大飯発電所周辺10kmの範囲内に存在する石油コンビナート等について、個別に影響評価を実施し、影響がないことを確認した。（添付資料18）</p> <p>② 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災及び発電所港湾内における物揚岸壁に停泊する船舶の火災による直接的な影響を考慮することを確認した。</p> <p>1. 発電所敷地内に設置する危険物タンク等</p> <p>発電所敷地内に設置している屋外の危険物タンク等の設置状況については、「第1.11.3表 発電所敷地内に設置している屋外の危険物タンク」及び「第1.11.2図 危険物タンク配置図」にて確認した。</p> <p>2. 発電所港湾内に入港する船舶</p> <p>対象の船舶については、発電所港湾内に入港し物揚岸壁に停泊する、大型の船舶である燃料等輸送船を評価対象とすることを確認した。</p> |

| | | |
|--|---|--|
| <p>タンク内及び防油堤内の全面火災</p> <p>C. 輻射熱の算定</p> <p>油火災において任意の位置にある輻射熱（強度）を計算により求めるには、半径が1.5m以上の場合で火炎の高さ（輻射体）を半径の3倍にした円筒火災モデルを採用する。</p> <p>3. 発電所周辺における石油コンビナート等のガス爆発影響評価</p> <p>3.1 石油コンビナート等のガス爆発想定（高圧ガス漏洩による爆発）</p> <p>石油コンビナート等のガス爆発想定は以下のとおりである。</p> <p>（1） 野外貯蔵タンクのガス爆発想定</p> <p>A. 想定条件</p> <p>気象条件は無風状態とする。</p> <p>B. ガス爆発の形態</p> <p>高圧ガス漏洩、引火によるガス爆発とする。</p> | <p>（想定する火災及び評価対象範囲）</p> <p>③ ①、②による想定する火災及び評価対象範囲を明確にしていることを確認。</p> | <p>③ 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災及び発電所港湾内における物揚岸壁に停泊する船舶の火災について、火災の想定及び評価対象範囲を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>1. 発電所敷地内に設置する危険物タンク等（火災の想定）</p> <ul style="list-style-type: none"> 危険物タンク等の貯蔵量は、危険物施設として許可された貯蔵容量とする。 離隔距離は、評価上厳しくなるようタンク等の位置から外部火災防護施設までの直線距離とする。 危険物タンク等の破損等による防油堤内の全面火災を想定する。 火災は円筒火災モデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。 気象条件は無風状態とする。 <p>（評価対象範囲）</p> <p>評価対象は、引火性のおそれがある発電所敷地内の屋外に設置されている危険物タンクとして、燃料の保有量が多く、直接原子炉施設を臨むことができるタンク類の火災を想定し、以下のタンクを評価対象としてことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 補助ボイラ燃料タンク 1号炉及び2号炉油計量タンク <p>2. 発電所港湾内に入港する船舶（火災の想定）</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料保有量は満積とした状態とする。 離隔距離は、評価上厳しくなるよう物揚岸壁から外部火災防護施設までの直線距離とする。 船舶の燃料タンクの破損等による火災を想定する。 火災は円筒火災モデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。 気象条件は無風状態とする。 <p>（評価対象範囲）</p> <p>燃料等輸送船が発電所港湾内に入港し物揚岸壁に停泊する、大型の船舶である燃料等輸送船を評価対象とする。</p> <p>補足説明資料において、小型船舶は、発電所周辺を航行する船舶として、本船舶が航行中に漂流船舶となり、最寄岸壁で火災が発生したことを想定し、以下の通り熱影響評価を実施したことが以下のとおり示されている。（添付資料 21）</p> <ul style="list-style-type: none"> 本評価では、対象とする小型船舶の選定においては、「津波に対する施設評価について」の資料から燃料量が多く、船舶のサイズが大きい、かつ、燃料種の厳しい評価となるものを選定し、外部火災防護施設に最も接近したケースとして、取水口から船舶火災が発生し、原子炉周辺建屋及び海水ポンプを評価。 <p>熱影響評価の結果、最寄岸壁にて小型船舶の火災を想定しても外部火災防護施設の評価結果は、許容温度以下となる。</p> |
|--|---|--|

b. 近隣の産業施設による火災及びガス爆発の評価

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） | | | | | | | | | | |
|--|---------------------------|--------------|--------------------------|---------------------------|----------|-------------------------|----------|----------------|----------|------------|---|---|
| <p>b-1. 発電所周辺における石油コンビナート等による火災の影響評価</p> <p>4. 3 火災の影響評価 火災の影響評価では以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の規模に対する原子炉施設の十分な防火機能 <p>(2) 近隣の産業施設の火災・爆発 評価パラメータとして以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 輻射強度（想定火災の輻射熱に対する原子炉施設の危険距離評価）。ただし、発電所敷地外の10km以内を発火点とし、森林等に延焼することによって発電所に迫る場合は森林火災として評価する。 危険距離（延焼防止に必要な距離）、危険限界距離（ガス爆発の爆風圧が0.01MPa以下になる距離） 石油コンビナート等火災・爆発の評価（ばい煙等への対策を除く。）については附属書Bに示す。 <p>【附属書B】 2. 2 石油コンビナート等の火災による影響の有無の評価 2. 2. 1 評価手法の概要 本評価は、発電所に対する石油コンビナート等の火災影響の有無の評価を目的としている。具体的な評価指標とその内容を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="201 1549 774 1785"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>輻射強度 [W/m²]</td> <td>火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度</td> </tr> <tr> <td>形態係数 [-]</td> <td>火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数</td> </tr> <tr> <td>燃焼半径 [m]</td> <td>防油堤規模より求めた燃焼半径</td> </tr> <tr> <td>危険距離 [m]</td> <td>延焼防止に必要な距離</td> </tr> </tbody> </table> | 評価指標 | 内容 | 輻射強度 [W/m ²] | 火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度 | 形態係数 [-] | 火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数 | 燃焼半径 [m] | 防油堤規模より求めた燃焼半径 | 危険距離 [m] | 延焼防止に必要な距離 | <p>「a. 発電所周辺における石油コンビナート等の火災及びガス爆発想定（危険物等の流出火災及び高圧ガス漏洩による爆発）」の火災による熱影響評価は、外部火災ガイド附属書Bを踏まえて算出していることを確認する。</p> <p>① 【熱的影響算出】熱的影響を評価する施設での温を算出するため、以下の事項が提示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> 壁面の熱伝導モデルや計算条件は保守的に設定 熱的影響を評価する施設までの危険距離算出過程（評価モデル、評価式、境界条件、初期条件、形状データ、物性データ等） 物性データの出典 | <p>補足説明資料において、「a.」で想定した火災による影響評価が以下のとおり示されている。（添付資料8）</p> <p>（発電所周辺における石油コンビナート）</p> <p>(1) 火災時の影響評価 当該施設から当該原子炉施設までの離隔距離が危険距離（50m）以上離れていることから、火災による影響はないものと評価する。</p> |
| 評価指標 | 内容 | | | | | | | | | | | |
| 輻射強度 [W/m ²] | 火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度 | | | | | | | | | | | |
| 形態係数 [-] | 火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数 | | | | | | | | | | | |
| 燃焼半径 [m] | 防油堤規模より求めた燃焼半径 | | | | | | | | | | | |
| 危険距離 [m] | 延焼防止に必要な距離 | | | | | | | | | | | |

| | |
|----------------------------|---|
| 危険輻射強度 [W/m ²] | 原子炉施設の外壁、天井スラブの輻射熱に対する耐熱性を輻射強度で示したもの (文献等で無い場合には実測すること) |
|----------------------------|---|

上記の評価指標は、受熱面が輻射帯の底部と同一平面上にあると仮定して評価する (附録A参照)。油の液面火災では、火炎面積の半径が3mを超えると空気供給不足により大量の黒煙が発生し輻射発散度が低減するが、本評価では保守的な判断を行うために、火災規模による輻射熱発散度の低減が無いものとする。

輻射熱に対する建物の危険輻射強度を調査し、輻射強度がその建物の危険輻射強度以下になるように原子炉施設は危険距離 (離隔距離) を確保するものとする。

2. 2. 2 評価対象範囲

評価対象範囲は、発電所敷地外の半径 10km に存在する石油コンビナート等とする。

2. 2. 3 必要データ

評価に必要なデータを以下に示す。

| データ種類 | 整備要領 |
|----------------------------|-----------------------------------|
| 輻射発散度* [W/m ²] | 燃焼する可燃物によって決まる定数 (代表的な可燃物は附録Bに記載) |
| *参考資料 (3) | 文献等に無い場合には実測すること |
| 防油堤規模 | 防油堤の縦及び横の大きさ |

2. 2. 4 燃焼半径の算出

防油堤には貯槽その他不燃障害物が存在し、火災面積はその面積分だけ小さくなるが、防油堤全面火災のような大規模な火災の場合は、多少の障害物も無視できる。したがって、本評価では、防油堤面積と等しい円筒火災を生ずるものと想定し、次の式から燃焼半径を算出する。

$$R = \frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \sqrt{w \times d}$$

R: 燃焼半径 [m]、w: 防油堤幅 [m]、d: 防油堤奥行き [m]

2. 2. 5 危険距離の算出

火災の火炎から任意の位置にある点 (受熱点) の輻射強度は、輻射発散度に形態係数を掛けた値になる。

$$E = Rf \cdot \phi$$

E: 輻射強度 [W/m²]、Rf: 輻射発散度 [W/m²]、 ϕ : 形態係数

次の式から危険距離を算出する。ここで算出した危険距離が石油コンビナート等と原子炉施設の間に必要な離隔距離となる。

$$\phi = \frac{1}{m} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left[\frac{A - 2n}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\frac{A(n-1)}{\sqrt{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\frac{(n-1)}{\sqrt{(n+1)}} \right] \right]$$

ただし $m = \frac{H}{R} \approx 3$, $n = \frac{L}{R}$, $A = (1+n)^2 + m^2$, $B = (1-n)^2 + m^2$

ϕ : 形態係数、L: 危険距離 [m]、H: 炎の高さ [m]、R: 燃焼半径 [m]

b-2 発電所周辺における石油コンビナート等によるガス爆発の影響評価

【附属書B】

3. 発電所周辺における石油コンビナート等のガス爆発影響評価

3. 1 石油コンビナート等のガス爆発想定 (高圧ガス漏洩による爆発)

石油コンビナート等のガス爆発想定は以下のと

「a.」電所周辺における石油コンビナート等の火災及びガス爆発想定 (危険物等の流出火災及び高圧ガス漏洩による爆発) のガス爆発による影響評価は、外部火災ガイド附属書Bを踏まえて算出していることを確認する。

補足説明資料において、「a.」で想定した火災による影響評価が以下のとおり示されている。(添付資料8)

(発電所周辺における石油コンビナート)

(1) 危険物貯蔵施設の爆発による原子炉施設への影響評価

当該施設から当該原子炉施設までの離隔距離が危険限界距離 (100m) 以上離れていることから、爆発による影響はないものと評価する。

(2) 危険物貯蔵施設の爆発による飛来物影響評価

当該施設から当該原子炉施設までの離隔距離が最大飛散範囲 (3170m) 以上離れていることから、爆発による飛散物の影響はないものと評価する。

おりである。

(1) 野外貯蔵タンクのガス爆発想定

A. 想定条件

気象条件は無風状態とする。

B. ガス爆発の形態

高圧ガス漏洩、引火によるガス爆発

3. 2 石油コンビナート等のガス爆発による影響の有無の評価

3. 2. 1 評価手法の概要

本評価は、発電所に対する石油コンビナート等のガス爆発による影響の有無の評価を目的としている。具体的な評価指標とその内容を以下に示す。

| 評価指標 | 内容 |
|------------|---|
| 危険限界距離 [m] | ガス爆発の爆風圧が0.01MPa以下になる距離 (人体に対して影響を与えない爆風圧) |

3. 2. 2 評価対象範囲

評価対象範囲は発電所の南北 10km、東西 10kmとする。

3. 2. 3 必要データ

評価に必要なデータを以下に示す。参考資料(2)より引用すること。

| データ種類 | 整備要領 |
|---------------|--|
| 石油類のK値 | コンビナート等保安規定第5条別表第二に掲げる数値 (代表的な可燃物は附録Bに記載) |
| 貯蔵設備又は処理設備のW値 | コンビナート等保安規定第5条貯蔵設備又は処理設備の区分に応じて次に掲げる数値 |

貯蔵設備：液化ガスの貯蔵設備にあつては貯蔵能力(単位 トン)の
 数値の平方根の数値(貯蔵能力が一トン未満のものにあつては、貯蔵
 能力(単位 トン)の数値)、圧縮ガスの貯蔵設備にあつては貯蔵能
 力(単位 立方メートル)を当該ガスの常用の温度及び圧力における
 ガスの質量(単位 トン)に換算して得られた数値の平方根の数値(換
 算して得られた数値が一未満のものにあつては、当該換算して得られ
 た数値)
 処理設備：処理設備内にあるガスの質量(単位 トン)の数値

貯蔵設備内に2つ以上のガスがある場合におい
 ては、それぞれのガスの量(単位 トン)の合計量
 の平方根の数値にそれぞれのガスの量の当該合計
 量に対する割合を乗じて得た数値に、それぞれのガ
 スに係るKを乗じて得た数値の合計により、危険限
 界距離を算出するものとする。また、処理設備内に
 2以上のガスがある場合においては、それぞれのガ
 スについてK・Wを算出し、その数値の合計により、
 危険限界距離を算出するものとする。

3. 2. 4 危険限界距離の算出

次の式から危険限界距離を算出する。ここで算出
 した危険限界距離が石油コンビナート等と原子炉
 施設の間に必要な離隔距離となる。

$$X = 0.04 \lambda \sqrt[3]{K \times W}$$

X:危険限界距離[m]、λ:換算距離 14.4[m・kg^{-1/3}]、
 K:石油類の定数[-]、W:設備定数[-][λ:換算距離
 は参考資料(3)より引用]

② 想定される近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|--|--|
| <p>4. 4 火災の影響評価判断の考え方 (2) 近隣の産業施設の火災・爆発</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される石油コンビナート等の火災に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険距離以上である。 想定される石油コンビナート等のガス爆発に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険限界距離以上である。 火災とガス爆発が同時に起こると想定される場合には、より長い方の離隔距離が確保されているかどうかにより判断する。 <p>【附属書B】</p> <p>1. 5 判断の考え方 石油コンビナート等の火災やガス爆発の評価は、それらの影響を受けない（飛来物も含む）危険距離及び危険限界距離が確保されているかどうかにより判断する。火災とガス爆発が同時に起こると想定される場合には、より長い方の離隔距離が確保されているかどうかにより判断する。</p> <p>2. 3 判断基準 石油コンビナート等の火災による影響の有無は、次の要求基準を満足しているかで判断する。 想定される石油コンビナート等の火災に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険距離以上であること。</p> <p>3. 3 判断基準 石油コンビナート等のガス爆発による影響の有無は、次の要求基準を満足しているかで判断</p> | <p>発生を想定する近隣の産業施設の火災・爆発に対して防護設計を行うために、設計方針を策定することとしているか。</p> <p>（発電所周辺における石油コンビナートの火災・爆発による影響）</p> <p>① 想定される石油コンビナート等の火災による熱影響に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険距離以上であることを確認。</p> <p>② 想定される石油コンビナート等のガス爆発に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険限界距離以上であることを確認。</p> <p>③ 敷地外危険物の爆発による飛来物が発電所敷地内に到達する可能性がある場合には、それに対する防護の設計方針を確認。ただし、竜巻影響評価での対策に包絡される場合には、これを確認。</p> <p>（発電所敷地内に設置する危険物タンク等の熱影響）</p> <p>④ クラス1及び2に属する外部火災防護施設（原子炉施設の外壁、天井スラブ、屋外設置機器、敷地内の危険物タンク等）は、航空機落下の可能性ある範囲うち熱影響が最も厳しい場所において、航空機搭載の燃料が発火した場合の火災に対して、許容限界値以下と設計することを確認。</p> <p>補足説明資料において、許容温度の考え方並びにその根拠を示しているか。</p> | <p>①、②、③発電所に影響を及ぼすような火災・爆発を発生し得る近隣の産業施設はないことを確認した。</p> <p>④ 発電所敷地内に設置する危険物タンク等及び発電所港湾内に入港する船舶の火災による熱影響に対する防護設計について、以下のとおり確認した。</p> <p>1. 発電所敷地内の危険物タンク等の熱影響</p> <p>(1) 外部火災防護施設への熱影響 補助ボイラ燃料タンクを対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度（506W/m²）で3号炉原子炉周辺建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200℃以下とすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>(2) 海水ポンプへの熱影響 海水ポンプから最も近くに設置している1号及び2号油計量タンク（離隔距離 310m）を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度（21W/m²）で昇温されるものとして、冷却空気を取込温度を算出し、許容温度 65℃（モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な冷却空気を取込温度）以下とすることで海水ポンプの安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>2. 発電所港湾内に入港する船舶火災の熱影響</p> <p>(1) 外部火災防護施設への熱影響 燃料等輸送船を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で原子炉建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度をコンクリート許容温度 200℃（火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200℃（火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度）以下とすることで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>(2) 海水ポンプへの熱影響 燃料等輸送船を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして、冷却空気を取込温度を算出し、許容温度 65℃（モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な冷却空気を取込温度）以下とすることで海水ポンプの安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(3) 復水タンクへの熱影響 燃料等輸送船を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして、タンク内の水の温度を許容温度 40℃（モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な冷却空気を取込温度）以下とすることで、補助給水タンクの安全機能を損なわない設計とす</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|-------------|--|
| <p>する。</p> <p>想定される石油コンビナート等のガス爆発に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険限界距離以上であること。</p> | | <p>ることを確認した。</p> <p>(4) 燃料取替用水タンクへの熱影響</p> <p>燃料等輸送船を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして、タンク内の水の温度を算出し、許容温度 40℃（下流側ポンプ（内部スプレポンプ）の設計吸い込み温度）以下とすることで燃料取替用水タンクの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> |

（3）発電所敷地内における航空機落下等による火災

① 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定及び影響評価

a. 航空機墜落による火災の想定

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|--|--|
| <p>a. 発生を想定する森林火災の設定</p> <p>4. 2 発電所敷地外での火災影響の検討</p> <p>4. 2. 1 火災の規模</p> <p>火災の規模として、輻射熱、火災の強度・面積・形状、伝播速度を考慮する。</p> <p>（3）航空機墜落による火災</p> <p>発電所の敷地内であって航空機墜落の可能性を無視できない範囲の最も厳しい場所に航空機搭載の燃料の全部が発火した場合の火災を、工学的判断に基づいて原子炉施設への影響を保守的に評価するよう設定する。</p> <p>【附属書C】</p> <p>1. 総則（略）</p> <p>1. 2 一般（略）</p> <p>1. 3 参考資料（略）</p> <p>1. 4 用語の定義（略）</p> <p>2. 発電所の敷地内への航空機墜落による火災の影響評価</p> <p>2. 1 航空機墜落による火災の想定</p> <p>航空機墜落による火災の想定は以下のとおりである。</p> <p>（1）航空機墜落による火災の想定</p> <p>A. 想定条件</p> <p>A.-1 航空機は、当該発電所における航空機墜落評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。</p> <p>A.-2 航空機は燃料を満載した状態を想定する。</p> <p>A.-3 航空機の墜落は発電所敷地内であって墜落確率が10⁻⁷（回／炉・年）以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定する。</p> | <p>航空機落下等による火災に対して防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、発電所敷地内における航空機落下の想定の方法、この火災による発電所への影響を評価する方法を示している。</p> <p>このため、火災の規模を設定するための条件を整理していることを確認する。</p> <p>① 落下航空機の選定について、立地地点の特徴も勘案して、燃料積載量が最大の機種とし、燃料満載した状態を想定していることを確認。</p> <p>② 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」（原子力安全・保）院制定）に基づき、航空機毎に落下確率が10⁻⁷回／炉・年以上になる範囲が設定されていることを確認。</p> <p>補足説明資料において、航空機の落下範囲を求めるため、以下のデータ等を考慮していることが示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 機種毎の空港位置、航路図、訓練空域図等 ・ 離着陸回数、飛行回数、飛行距離、墜落事故データ等 ・ 民間航空機と自衛隊機又は米軍機の落下事故の発生状況（訓練中の事故等）や、飛行形態が同一ではないことを踏まえて分割して使用している場合は、その理由 ・ 航空機墜落位置、敷地内防護対象施設、並びに敷地内危険物の位置関係がわかる図 | <p>① 航空機落下事故の発生状況や機種による飛行形態の違いに関する最新の知見を基に、航空機を種類別に分類し、その種類ごとに燃料積載量が最大の航空機を選定していることを確認した。</p> <p>航空機墜落による火災について落下カテゴリ毎に選定した航空機を対象に、直接的な影響を考慮することを確認した。</p> <p>② その航空機ごとの落下確率に関する知見を基に、敷地内において航空機落下確率が10⁻⁷回／炉・年以上となる区域を、選定された航空機ごとに特定し、その中で安全施設から最も近い場所に航空機が落下し、搭載された全燃料が発火した場合の火災を想定していることを確認した。なお、落下実績がない航空機については、保守的に落下実績を0.5件としていることを確認した。</p> <p>具体的には、航空機落下確率評価において、過去の日本国内における航空機落下事故の実績をもとに、落下事故を航空機の種類及び飛行形態に応じてカテゴリに分類し、カテゴリ毎に落下確率を求めるとしていることを確認した。</p> <p>ここで、落下事故の実績がないカテゴリの事故件数は保守的に0.5回として扱うことを確認した。また、カテゴリ毎の対象航空機の民間航空機と自衛隊機又は米軍機では、訓練中の事故等、その発生状況が必ずしも同一ではなく、自衛隊機又は米軍機の中でも機種によって飛行形態が同一ではなく、かつ、民間航空機では火災影響は評価対象航空機の燃料積載量に大きく依存するとしていることを確認した。</p> <p>これらを踏まえて選定した落下事故のカテゴリと対象航空機を「第1.11.4表 落下事故のカテゴリと対象航空機」で示されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大飯3、4号炉における航空機落下確率については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25 原院第1号）に基づき評価を実施している。本評価で考慮する条件について、以下のとおり示されている。</p> <p>1. 計器飛行方式民間航空機の落下事故</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|--|--|
| <p>A.-4 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。</p> <p>A.-5 気象条件は無風状態とする。</p> <p>A.-6 火災は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。</p> <p>B. 輻射強度の算定 油火災において任意の位置にある輻射強度（熱）を計算により求めるには、半径が1.5m以上の場合で火炎の高さ（輻射体）を半径の3倍にした円筒火災モデルを採用する。</p> | <p>③ ②のうち、原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点に火災が発生することを想定されているこ</p> | <p>1.1 航空路を巡航中の落下事故 発電所周辺に存在する航空路と各発電所との距離が、それぞれの航空路の幅より短い場合は、評価対象とした。 <補足説明資料：6 外-添付資料-12></p> <p>2. 有視界飛行方式民間航空機の落下事故</p> <p>3. 自衛隊機又は米軍機の落下事故</p> <p>3.1 訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中の落下事故 火災影響評価において考慮する航空機落下事故については、訓練中の事故等、民間航空機と軍用機（自衛隊機または米軍機）では、その発生状況が必ずしも同一ではなく、また、軍用機の中でも、機種によって飛行形態が同一ではないと考えられるため、航空機落下による火災影響の評価において考慮する落下事故については、これらの状況を考慮したカテゴリごとに評価を実施している。 自衛隊機または米軍機の用途による分類については添付資料11を参照。</p> <p>③ その上で、選定された航空機ごとの燃料積載量と落下地点から安全施設までの距離を基に、輻射強度が最大となる航空機の種類を特定し、その落下による火災を設計方針の策定のために設定して</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|------------------|--|--|
| | <p>とを確認。</p> <p>④ 航空機単体の落下の評価に加え、発電所敷地内の危険物タンクに引火することも想定（航空機落下と危険物タンクの重畳火災）していることを確認。 補足説明資料において、敷地内の屋外の危険物タンク（重大事故等対処設備や変圧器を含む）、敷地外の危険物貯蔵施設の抽出の考え方等が示されているか。</p> <p>⑤ 火災想定は、気象条件（無風状態）、火災及びガス爆発の形態、輻射熱等が、ガイド附属書Bに従い設定されていることを確認。また、評価対象範囲を確認。 （例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 【輻射発散度】 燃焼する可燃物について、ガイド附属書B附録Bに基づき、又は、文献により設定されていること。これらによらない場合は実測に基づき設定されていること。 ・ 【危険輻射強度】 設計値により設定されていること。これによらない場合は実測に基づき設定されていること。 ・ 【貯蔵設備又は処理設備のW値】 コンビナート等保安規定第5条に基づき設定されていること。 | <p>いることを確認した。</p> <p>④ 本発電所敷地内に存在する危険物タンクのうち、燃料保有量が多く、直接原子炉施設を臨むことができるタンク類を選定し、タンク内の燃料量と外部火災防護施設からの距離から、輻射強度が最大となる火災を想定している。また、本発電所港湾内に入港する船舶の火災として、大型の船舶である燃料等輸送船を選定し、燃料保有量と外部火災防護施設への距離から、輻射強度が最大となる火災を想定していることを確認した。 補足説明資料において、航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物タンク等による火災の重畳を考慮する設計とすることを確認した。【添付資料14】</p> <p>⑤ 航空機落下による火災の想定及び評価対象範囲について、以下のとおり確認した。</p> <p>1. 航空機墜落 （火災の想定）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 航空機は、発電所における航空機墜落評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。 ・ 航空機は燃料を満載した状態を想定する。 ・ 航空機の墜落は発電所敷地内であって墜落確率が10^{-7}（回/炉・年）以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定する。 ・ 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。 ・ 気象条件は無風状態とする。 ・ 火災は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。 <補足説明資料：2.3.1 2-6 外-別添1-14> <p>（評価対象範囲） 評価対象範囲は、発電所敷地内であって原子炉施設を中心にして落下確率が10^{-7}（回/炉・年）以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる区域とする。 カテゴリごとの対象航空機の離隔距離を第1.11.4表に示す。</p> |

b. 航空機墜落による火災の影響評価

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） | | | | | | | | | | | | | | |
|---|---|--------------|--------------------------|---------------------------|----------|-------------------------|----------|-----------------------|------------|--------------|----------|---|------------|------------------------------------|---|--|
| <p>b. 航空機墜落による火災の影響評価</p> <p>4. 3 火災の影響評価 火災の影響評価では以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の規模に対する原子炉施設の十分な防火機能 <p>(3) 航空機墜落による火災 評価パラメータとして以下を評価すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 輻射強度（想定火災の輻射熱に対する原子炉施設の熱影響評価） 航空機墜落による火災の評価（ばい煙等への対策を除く。）については附属書Cに示す。 <p>【附属書C】</p> <p>2. 2 航空機墜落による火災影響の有無の評価</p> <p>2. 2. 1 評価手法の概要</p> <p>本評価ガイドは、発電所に対する航空機墜落による火災影響の有無の評価を目的としている。具体的な評価指標とその内容を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="192 1140 780 1612"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>輻射強度 [W/m²]</td> <td>火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度</td> </tr> <tr> <td>形態係数 [-]</td> <td>火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数</td> </tr> <tr> <td>燃焼半径 [m]</td> <td>保守的に想定した航空機の墜落火災の燃焼半径</td> </tr> <tr> <td>燃焼継続時間 [s]</td> <td>火災が終了するまでの時間</td> </tr> <tr> <td>離隔距離 [m]</td> <td>原子炉施設を中心にして墜落確率が 10⁻⁷（回/炉・年）以上になる地点とその地点から原子炉施設までの直線距離</td> </tr> <tr> <td>熱許容限界値 [-]</td> <td>建屋の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界以下になる値</td> </tr> </tbody> </table> <p>上記の評価指標は、受熱面が輻射帯の底部と同一平面上にあると仮定して評価する（附録A参照）。油の液面火災では、火炎面積の半径が3mを超えると空気供給不足により大量の黒煙が発生し輻射発散度が低減するが、本評価ガイドでは</p> | 評価指標 | 内容 | 輻射強度 [W/m ²] | 火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度 | 形態係数 [-] | 火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数 | 燃焼半径 [m] | 保守的に想定した航空機の墜落火災の燃焼半径 | 燃焼継続時間 [s] | 火災が終了するまでの時間 | 離隔距離 [m] | 原子炉施設を中心にして墜落確率が 10 ⁻⁷ （回/炉・年）以上になる地点とその地点から原子炉施設までの直線距離 | 熱許容限界値 [-] | 建屋の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界以下になる値 | <p>「a」空機墜落による火災の想定」の火災による影響評価は、外部火災ガイド附属書Cを踏まえて算出していることを確認する。</p> | <p>補足説明資料において、外部火災ガイドを踏まえて算出していることが示されている。</p> |
| 評価指標 | 内容 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 輻射強度 [W/m ²] | 火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 形態係数 [-] | 火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 燃焼半径 [m] | 保守的に想定した航空機の墜落火災の燃焼半径 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 燃焼継続時間 [s] | 火災が終了するまでの時間 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 離隔距離 [m] | 原子炉施設を中心にして墜落確率が 10 ⁻⁷ （回/炉・年）以上になる地点とその地点から原子炉施設までの直線距離 | | | | | | | | | | | | | | | |
| 熱許容限界値 [-] | 建屋の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界以下になる値 | | | | | | | | | | | | | | | |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） | | | | | | | | | | |
|---|--|--------------|-----------------------|---------|---------------------------|-----------------|------------|-----------|-------------|--|--|--|
| <p>保守的な判断を行うために、火災規模による放射熱発散度の低減が無いものとする。</p> <p>2. 2. 2 評価対象範囲 評価対象範囲は、発電所敷地内であって墜落確率が 10⁻⁷（回/炉・年）以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる区域とする。</p> <p>2. 2. 3 必要データ 評価に必要なデータを以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="222 730 795 1029"> <thead> <tr> <th>データ種類</th> <th>整備要領</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料量 [m³]</td> <td>最大搭載燃料量</td> </tr> <tr> <td>放射発散度 [W/m²]</td> <td>燃焼する燃料によって決まる定数</td> </tr> <tr> <td>燃焼速度 [m/s]</td> <td>燃料が燃焼する速度</td> </tr> <tr> <td>航空機墜落地点 [-]</td> <td>原子炉施設を中心にして墜落確率が 10⁻⁷（回/炉・年）以上になる地点</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2. 4 燃焼半径の算出 航空機墜落による火災においては墜落の状況によって、様々な燃焼範囲の形状が想定されるが、円筒火災を生ずるものとする。ここでの燃焼面積は、航空機の燃料タンクの投影面積に等しいものとする。したがって、燃焼半径は燃料タンクの投影面積を円筒の底面と仮定算出する。</p> <p>2. 2. 5 形態係数の算出 次の式から形態係数を算出する。ここで算出した形態係数が放射強度を求める際に必要になる。</p> $\phi = \frac{1}{m} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\frac{A(n-1)}{B(n+1)} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\frac{(n-1)}{(n+1)} \right] \right\}$ <p>ただし $m = \frac{H}{R} \approx 3$, $n = \frac{L}{R}$, $A = (1+n)^2 + m^2$, $B = (1-n)^2 + m^2$</p> <p>φ：形態係数、L：離隔距離[m]、H：火炎の高さ[m]、R：燃焼半径[m]</p> | データ種類 | 整備要領 | 燃料量 [m ³] | 最大搭載燃料量 | 放射発散度 [W/m ²] | 燃焼する燃料によって決まる定数 | 燃焼速度 [m/s] | 燃料が燃焼する速度 | 航空機墜落地点 [-] | 原子炉施設を中心にして墜落確率が 10 ⁻⁷ （回/炉・年）以上になる地点 | | |
| データ種類 | 整備要領 | | | | | | | | | | | |
| 燃料量 [m ³] | 最大搭載燃料量 | | | | | | | | | | | |
| 放射発散度 [W/m ²] | 燃焼する燃料によって決まる定数 | | | | | | | | | | | |
| 燃焼速度 [m/s] | 燃料が燃焼する速度 | | | | | | | | | | | |
| 航空機墜落地点 [-] | 原子炉施設を中心にして墜落確率が 10 ⁻⁷ （回/炉・年）以上になる地点 | | | | | | | | | | | |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|-------------|--------------|
| <p>2. 2. 6 輻射強度の算出 火災の火炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度は、輻射発散度に形態係数を掛けた値になる。</p> $E = Rf \cdot \phi$ <p>E: 輻射強度 [W/m2]、Rf: 輻射発散度 [W/m2]、 φ: 形態係数</p> <p>2. 2. 7 燃焼継続時間の算出 燃焼時間は、燃料量を燃焼面積と燃焼速度で割った値になる。</p> $t = \frac{V}{\pi R^2 \times v}$ <p>t: 燃焼継続時間 [s]、V: 燃料量 [m3]、R: 燃焼半径 [m]、v: 燃焼速度 [m/s]</p> | | |

② 航空機落下等による火災に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|--|---|
| <p>4. 4 火災の影響評価判断の考え方 (3) 航空機墜落による火災 ・ 原子炉施設の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界値以下であること。</p> <p>【附属書C】 2. 3 判断の考え方 輻射強度を指標とした航空機墜落による火災の影響の有無は、次の条件を満足しているかで判断する。 原子炉施設の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界値以下であること。</p> | <p>発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定等に基づき、外部火災防護施設に対する設計方針を策定することとしているか。</p> <p>（航空機落下による火災）</p> <p>① クラス1及び2に属する外部火災防護施設（原子炉施設の外壁、天井スラブ、屋外設置機器、敷地内の危険物タンク等）は、航空機落下の可能性ある範囲で、熱影響が最も厳しい場所に、航空機搭載の燃料が発火した場合の火災の熱影響に対して、許容限界値以下と設計することを確認。 補足説明資料において、許容温度の考え方並びにその根拠を示しているか。</p> <p>② 許容限界温度を超える場合は、防護対策が講じられる方針であることを確認。</p> <p>（発電所敷地内に設置する危険物タンク等）</p> <p>③ 航空機落下による火災と発電所敷地内危険物による火災の重畳についても、①と同様の確認。</p> | <p>航空機落下による火災及び敷地内の危険物による火災を想定した場合について、それぞれについて算出した輻射強度に対し、外部火災防護施設を内包する建屋の外壁温度が、許容値を下回るように設計していることを確認した。</p> <p>① クラス1及びクラス2に属する屋外の構築物、系統及び機器については、航空機落下等による火災に伴う温度上昇により安全機能が損なわれないように設計していることを確認した。また、クラス3に属する屋外の構築物、系統及び機器については、代替設備の確保又は火災防護計画に基づく消火活動により防護する方針としていることを確認した。</p> <p>落下事故のカテゴリごとに選定した航空機を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で外部火災防護施設の建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200℃以下とすることで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>具体的に、クラス1及び2に属する外部火災防護施設に対する防護設計を以下のとおり確認した。（建屋内）</p> <p>(a) 原子炉建屋及び原子炉補助建屋への熱影響 落下事故のカテゴリ毎に選定した航空機を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度でクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の建屋外壁が昇温されるものとして算出する建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度をコンクリート許容温度 200℃（火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度）以下とすることで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>カテゴリ毎の対象航空機の輻射強度を「第1.11.4表 落下事故のカテゴリと対象航空機」で示されていることを確認した。</p> <p>（屋外） 熱影響を考慮する施設は、対象航空機のうち輻射強度が最も高い民間航空機 B747-400 並びに自衛隊機又は米軍機である F-15 を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして算出し、許容温度以下とし安全機能を損なわれない設計とすることを確認した。</p> <p>(b) 海水ポンプ 海水ポンプの周囲温度を許容温度（モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な周囲温度）以下とする。</p> <p>② 熱影響評価の結果、許容限界温度を超えることはないように設計することを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|------------------|-------------|---|
| | | <p>③ 航空機落下による火災と敷地内の危険物による火災の重畳について、同様に建屋の外壁温度を評価し、離隔距離を確保することにより、外壁温度を許容値以下とするとしていることを確認した。具体的には、航空機墜落による火災のうち評価結果が最も厳しい自衛隊機又は米軍機のF-15と、敷地内危険物タンク火災のうち評価結果が厳しい補助ボイラ燃料タンクについて、同時に火災が発生した場合を対象に、火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度でクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度200℃以下とすることで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> |

（4）ばい煙及び有毒ガス

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|---|--|
| <p>a. 二次的影響の検討</p> <p>4. 2. 2 二次的影響の検討</p> <p>（1）森林火災</p> <p>火災の二次的影響として以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ばい煙等による安全上重要な設備に対する影響等 <p>（燃焼生成物の換気又は空気供給系からの侵入による電気故障、非常用ディーゼル発電機の故障、有毒ガスによる影響等）</p> <p>注）飛び火等による発電所敷地内への延焼対策については、別途火災防護計画に定める。</p> <p>（2）近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>火災の二次的影響として以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 爆風等によるプラントの安全上重要な外部機器の破損 ばい煙等による安全上重要な設備に対する影響等 <p>（燃焼生成物の換気又は空気供給系からの侵入による電気故障、非常用ディーゼル発電機の故障、有毒ガスによる影響等）</p> <p>（3）航空機墜落による火災</p> <p>火災の二次的影響として以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ばい煙等による安全上重要な設備に対する影 | <p>外部火災による二次的影響に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発生を想定する二次的影響を適切に考慮しているか。</p> <p>① 二次的な影響として、網羅的に整理されていることを確認。</p> | <p>① 発生を想定する二次的影響として、火災に伴い発生するばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出している。その上で、それぞれの影響に対して、安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器として、外気を取り込む外部火災防護施設を抽出した上で、設計方針を策定していることを確認した。</p> <p>外部火災によるばい煙及び発電所敷地内における有毒ガスの影響を想定することを確認した。なお、発電所周辺地域からの有毒ガスによる影響は、幹線道路、鉄道路線、船舶航路及び石油コンビナート施設等からが想定されるが、発電所から離隔距離が確保されており、発電所への有毒ガスを考慮する必要はないことを確認した。＜補足説明資料：2.5 2-6 外-別添1-18＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|--|---|
| <p>響等 （燃烧生成物の換気又は空気供給系からの侵入による電気故障、非常用ディーゼル発電機の故障、有毒ガスによる影響等）</p> | | |
| <p>b. 具体的な二次的影響</p> <p>4. 3 火災の影響評価 火災の影響評価では以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 想定される二次的影響に対する防護対策 （1）森林火災 評価パラメータとして以下を評価する。 ・ ばい煙等への対策 （2）近隣の産業施設の火災・爆発 評価パラメータとして以下を評価する。 ・ ばい煙等への対策 ・ 爆発規模から想定される爆風と飛来物への対策 （3）航空機墜落による火災 評価パラメータとして以下を評価すること。 ・ ばい煙等への対策 | <p>a. により検討された二次的な影響を受ける安全施設の部位を特定し評価を行うとしているか。</p> | <p><補足説明資料：第 1.11.6 表 ばい煙による影響評価>を参照</p> |
| <p>c. 火災の影響評価判断の考え方</p> <p>4. 4 火災の影響評価判断の考え方</p> <p>（1）森林火災</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉施設の換気系統へのばい煙の影響がダンプの設置等により考慮されていること。 ・ 有毒ガスの発生が想定される場合、居住空間へ影響を及ぼさないよう対策が考慮されている。 <p>（2）近隣の産業施設の火災・爆発</p> | <p>外部火災による二次的影響に対する設計方針としているか。</p> <p>① 設計上考慮すべき施設・機器については、燃烧生成物による電気故障やフィルタの閉塞等により、その安全機能に影響がない機器とする方針であることを確認。</p> | <p>① これらの設備については、フィルタ等によりばい煙を捕獲又はその侵入を低減させること等により、安全機能を損なわないように設計していることを確認した。</p> <p>外気を取り込むクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設を抽出したうえで、<補足説明資料：第 1.11.6 表 ばい煙による影響評価>の分類のとおり評価を行い、必要な場合は対策を実施することでクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計であることを確認した。個別機器については以下のとおり。</p> <p>a. 換気空調設備</p> <p>外気を取り入れている換気空調設備として、格納容器空調装置、補助建屋空調装置、ディーゼル発電機室換気空調設備、タービン動補助給水ポンプ室換気空調設備、電動補助給水ポンプ室換気空調設備、主蒸気配管室換気空調設備、制御用空気圧縮機室換気空調設備、安全補機開閉器室換気空調設備</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|--|-------------|--|
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉施設の換気系統へのばい煙の影響がダンプの設置等により考慮されている。 ・ 有毒ガスの発生が想定される場合、居住空間へ影響を及ぼさないよう対策が考慮されている。 <p>（3）航空機墜落による火災</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉施設の換気系統へのばい煙の影響がダンプの設置等により考慮されていること。 ・ 有毒ガスの発生が想定される場合、居住空間へ影響を及ぼさないよう対策が考慮されていること。 | | <p>調設備、中央制御室空調装置、放射線管理室空調装置がある。</p> <p>（ばい煙） これらの外気取入口には平型フィルタ（主として粒径が5mmより大きい粒子を除去）を設置しているため、ばい煙が外気取入口に到達した場合であっても、一定以上の粒径のばい煙粒子については、平型フィルタにより侵入を阻止することにより安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>（有毒ガス） 外気取入ダンプを設置しており、閉回路循環運転が可能である中央制御室空調装置については、外気取入ダンプを閉操作し、閉回路循環運転を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。 上記以外の換気空調設備については、外気取入ダンプを閉操作すること等により安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>b. ディーゼル発電機 ディーゼル発電機機関吸気系の吸気消音器に付属するフィルタ（粒径120μm以上において約90%捕獲）で比較的大粒径のばい煙粒子が捕獲され、粒径数μm～10μm程度のばい煙が過給機、空気冷却器に侵入するものの、機器の隙間はばい煙粒子に比べて十分大きく、閉塞に至ることを防止することでディーゼル発電機の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>c. 海水ポンプ 海水ポンプモータは電動機本体を全閉構造とし、空気冷却器を電動機の側面に設置して外気を直接電動機内部に取り込まない全閉外扇形の冷却方式であるため、ばい煙が電動機内部に侵入することはない。 また、空気冷却器冷却管の内径は約19mmであり、ばい煙の粒径はこれに比べて十分小さく、閉塞を防止することにより海水ポンプの安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>d. 主蒸気逃がし弁、排気筒等 主蒸気逃がし弁は、建屋外部に排気管を有する設備であるが、ばい煙が排気管内に侵入した場合でも、主蒸気逃がし弁の吹出力が十分大きいとため、微小なばい煙粒子は吹き出されることにより主蒸気逃がし弁の安全機能を損なうことのない設計とする。 また、排気筒及び主蒸気安全弁については、主蒸気逃がし弁と同様に、建屋外部の配管にばい煙が侵入した場合でも、その動作時には侵入したばい煙は吹き出されることにより排気筒及び主蒸気安全弁の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>e. 安全保護系計装盤 安全保護系計装盤を設置している部屋は、安全補機開閉器室換気空調設備にて空調管理しており、本空調系の外気取入口には平型フィルタ（主として粒径が5μmより大きい粒子を除去）を設置しているが、これに加えて下流にさらに細かな粒子を捕集可能な粗フィルタ（およそ2μmより大きな粒子を除去）を設置している。このため、他の換気空調設備に比べてばい煙に対して高い防護性能を有しており、室内に侵入するばい煙の粒径は極めて細かな粒子である。 この粗フィルタの設置により、極めて細かな粒子のばい煙が侵入した場合においても、ばい煙の</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3、4号） |
|------------------|--|--|
| | <p>② 設計上考慮すべき施設・機器のうち、居住性に関する施設・機器（原子炉制御室等）については、外気取り入れ口のダンパの設置等によるばい煙及び有毒ガスの遮断その他必要な措置を講じる影響防止対策を施す方針であることを確認。</p> <p>③ 森林火災により発電所敷地付近まで延焼した際、飛び火等による発電所敷地内への延焼対策については、別途火災防護計画に定めるとして確認。</p> | <p>付着による短絡等の発生を可能な限り低減することにより安全保護系計装盤の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>f. 制御用空気圧縮機</p> <p>制御用空気圧縮機を設置している部屋は、制御用空気圧縮機室換気空調設備にて空調管理しており、本換気空調設備の外気取入口には、平型フィルタ（主として粒径が5μmより大きい粒子を除去）を設置していることから一定以上の粒径のばい煙について侵入阻止可能である。</p> <p>このフィルタの設置により、極めて細かな粒子のばい煙が侵入した場合においても、ばい煙の付着により機器内の損傷を可能な限り低減することにより制御用空気圧縮機の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>② さらに、居住性を確保する必要がある場所は、外気取り入れダンパを閉止し換気空調系の閉回路循環運転を行うこととしていることを確認した。</p> <p>外気取入ダンパを設置しており、閉回路循環運転が可能である中央制御室空調装置については、外気取入ダンパを閉操作し、閉回路循環運転を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>上記以外の換気空調設備については、外気取入ダンパを閉操作すること等により安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>また、中央制御室空調装置及び緊急時対策所換気設備における外気取入遮断時の室内の居住性を確保するため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>③ 森林火災が防火帯に到達するまでの間に発電所に常駐している自衛消防隊による屋外消火栓等を用いた消火活動が可能であり、万が一の飛び火による火炎の延焼を防止することで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>また、初期消火活動においては、手順を整備し、火災発生現場の確認、中央制御室への連絡、消火栓等を用いた初期消火活動を実施することを火災防護計画に定めるとして確認した。</p> |

大飯発電所3、4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条））

設置許可基準規則第7条は、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性を有する物件等が不正に持ち込まれること及び不正アクセス行為のそれぞれを防止するための設備を設けることを要求しているため、以下の事項について確認する。

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|--|
| <p>(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第七条 工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。</p> <p><解釈></p> <p>第7条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）</p> <p>1 第7条の要求には、工場等内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による工場等外からの爆破物又は有害物質の持ち込み及びサイバーテロへの対策が含まれる。</p> | <p>(i) 物的障壁等の措置及び持込み管理等による物理的分離並びに不正アクセス行為の防止等による機能的分離の方針を策定することとしているか。また、これらの方針が核物質防護対策により実施する方針の一環として実施することとしているか。</p> <p>① 人の不法な侵入の防止について、発電所内区域管理、物的障壁及び区域境界における出入管理が行われる方針であることを確認。</p> <p>② 郵便物等による工場外からの爆発物又は有害物質の持込みについて、持込み点検が行われる方針であることを確認。</p> | <p>① 原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、その区域を障壁等により防護し、人の接近管理及び出入管理が行える設計とすることを確認した。人の接近管理及び出入管理については、人の侵入を防止する物理的な障壁として、柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁により防護するとともに、区域境界における出入管理として、警備員による巡視、監視等を実施することを確認した。さらに、人の接近管理及び出入管理を効果的に行うため、警報、映像等を集中監視するための探知施設を設けるとともに、核防護措置に関する関係機関等との通信連絡を行う設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、具体的な内容が示されている。物理的障壁は、柵等が示されている。出入管理は、警備員による立入者及び車両の管理について示されている。接近管理及び出入管理を効果的に実施するための設備等は、探知施設及び通信連絡設備が示されている。</p> <p>② 原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、持込み点検が可能な設計とすることを確認した。爆発性又は易燃性を有する物件等とは、人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがあることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、具体的な内容が示されている。持込み点検は、警備員による物品の管理、さらにその物品の管理のうち郵便物等の点検における実施内容について示されている。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|--|--|
| | <p>③ サイバーテロ対策について、不正アクセス行為が想定される情報システムが特定され、電気通信回線を通じた妨害又は物理的なアクセスによる破壊行為に対して防護措置がとられる方針であることを確認。</p> <p>④ 核物質防護規定に基づいた対応に関して、基本設計方針として記載されていることを確認。</p> | <p>③ <u>原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とする</u>ことを確認した。また、物理的なアクセスによる破壊行為に対しては、人の接近管理として施錠管理することにより不法な接近を防止する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、具体的な内容が示されている。不正アクセス行為の防止対策は、電気通信回路を通じた妨害行為又は破壊行為を受けることがないことが示されている。</p> <p>④ ①～③について、<u>これらは、核物質防護対策の一環として実施する</u>ことを確認した。</p> |

大飯発電所3、4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（火災による損傷の防止（第8条））

設置許可基準規則第8条は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止すること、かつ、早期に火災を感知消火すること並びに火災の影響を軽減することができるように設計することを要求している。また、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように消火設備を設計とすることを要求している。

| | |
|--|--|
| <p>（火災による損傷の防止）</p> <p>第8条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p> | |
| <p>（解釈）</p> <p>1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。</p> <p>2 第8条について、別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））に適合するものであること。</p> <p>3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。</p> | |

第8条 内部火災

| | |
|-----------------------------|---------|
| 1. 火災区域又は火災区画の設定 | 8 内火-2 |
| 2. 火災防護計画の策定するための方針 | 8 内火 5 |
| 2. 1. 火災の発生防止に係る設計方針 | 8 内火 7 |
| 2. 1. 1. 火災発生防止対策 | 8 内火 7 |
| 2. 1. 2. 不燃材料等の使用 | 8 内火 19 |
| 2. 1. 3. 自然現象への対策 | 8 内火 30 |
| 2. 2. 火災の感知及び消火に係る設計方針 | 8 内火 32 |
| 2. 2. 1. 火災感知設備及び消火設備 | 8 内火 32 |
| 2. 2. 2. 自然現象 | 8 内火 53 |
| 2. 2. 3. 消火設備の誤作動又は誤動作 | 8 内火 56 |
| 2. 3. 火災の影響軽減に係る設計方針 | 8 内火 57 |
| 2. 3. 1. 火災の影響軽減対策 | 8 内火 57 |
| 2. 3. 2. 火災影響評価 | 8 内火 69 |
| 3. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針 | 8 内火 70 |

1. 火災区域又は火災区画の設定

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| <p>2. 基本事項</p> <p>(1) 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護することを目的として、以下に示す火災区域及び火災区画の分類に基づいて、火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じること。</p> <p>①原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構造物、系統及び機器が設置される火災区域及び火災区画</p> <p>②放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器が設置される火災区域。</p> | <p>火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるため、火災区域又は火災区画を設定しているか。</p> <p>(1) 安全機能を有する構造物、系統及び機器の抽出方針</p> <p>(1-1) 原子炉を安全に停止する（本節において、「原子炉を安全に停止する」とは、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、これを維持することをいう。）ために必要な安全機能</p> <p>① 重要度分類審査指針等に基づき、安全機能及び安全機能を有する機器等について、火災の影響に対して原子炉の安全停止や放射性物質の貯蔵等に必要なものを抽出することを確認。（サポート系や事故時の状態監視機能も含めて選定を行う。）</p> <p>② 火災により安全機能が損なわれないとする場合、火災防護の対象から除外する技術的な根拠を確認。 (除外理由の例)</p> | <p>① 原子炉を安全に停止する（本節において、「原子炉を安全に停止する」とは、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、これを維持することをいう。）ために必要な安全機能を有する構造物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器（以下「安全機能を有する機器等」という。）を、火災から防護する対象として抽出する方針としていることを確認した。原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持（以下「原子炉の安全停止」という。）するために必要な以下の機能を確保するための構造物、系統及び機器を「原子炉の安全停止に必要な機器等」として選定することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 反応度制御機能 b. 1次冷却系統のインベントリと圧力の制御機能 c. 崩壊熱除去機能 d. プロセス監視機能 e. サポート（電源、補機冷却水、換気空調等）機能 f. その他（非常用炉心冷却機能） <p>② 補足説明資料において、火災防護対象にならなかった理由として、以下のことが示されている。</p> <p>a：同じ機能を有するものが複数ある場合 例：中央制御盤に起動スイッチがある場合の現場スイッチ</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|---|--|
| | <ul style="list-style-type: none"> ・ 環境条件から火災が発生しない ・ 不燃材料で構成されている ・ フェイルセーフ設計のため機能に影響を及ぼさない ・ 代替手段により機能を達成できる <p><BWR></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内の機器等を、通常運転時は窒素置換により不活性化されているため除外する場合、起動/停止操作時や定期検査時に不活性化されない期間があることに留意し、当該期間中の火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策の方針とすることを確認。(定期検査時に持ち込まれる可燃性物質による火災等は審査基準対象外とされるものの、定期検査時自体が対象外ではないことに注意。) <p>③ 補足説明資料で①、②の結果、防護対象として抽出された機器等をリスト化するとともに、配置図等で配置が示されているか。</p> <p>(1-2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能(抽出手順は原子炉の安定停止に必要な機器等の場合と同様。)</p> <p>安全機能を有する機器等の配置を踏まえて、火災区域を設定しているか。</p> <p>① 「安全機能を有する機器等の抽出」において防護対象として抽出された機器等を内包するよう、耐火壁によって囲まれ、他の区域と分離されている区域を、火災区域として設定していることを確認。なお、壁等により区域化されていない場</p> | <p>b: 火災の影響で機能喪失のおそれのある機器ではない 例: 火災源とならない機器 外部に影響を及ぼす火災源とならない機器</p> <p>c: 火災によって誤動作しても、系統の機能を喪失させない機器 例: ミニマムフロー弁、連絡弁、安全側(フェイル・セーフ側)に動作する機器</p> <p>d: 手動で弁位置を復旧させることで、系統の機能を喪失させない機器。ただし、高温停止にするための機器は除く。 例: 低温停止にするための系統の電動弁</p> <p>e: 火災の影響で機能喪失した場合であっても別の監視計器によって代替が可能である計器。ただし、火災の影響によって自動起動する可能性がある機器の運転状態を監視するためのものは除く。</p> <p>③ 補足説明資料において、系統概要図、火災防護対象機器リスト等にて防護する対象が整理され示されている。 <補足説明資料: 08: まとめ資料 別添資料1 資料1> 添付資料1 運転状態の整理 添付資料2 放射性物質貯蔵等の機器等の選定 添付資料3 原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統 添付資料4 火災防護対象機器リスト 添付資料5 単一故障における原子炉停止評価</p> <p>① 安全機能を有する機器等を設置する区域であって、耐火壁によって他の区域と分離されている区域を火災区域として設定していることを確認した。 具体的には、安全機能を有する機器等を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である150mm以上の壁厚を有するコンクリート壁又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁(貫通部シール、防</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|--|--|
| | <p>合には、火災区域の設定の考え方を確認。</p> <p>② 火災区域を細分化する場合、火災区域を分割した、耐火壁等により分離された火災防護上の区画を、火災区画として設定するとしていることを確認。</p> <p>③ 補足説明資料で設定された火災区域/火災区画を、図面等で示されていることが示されているか。(内包する防護対象機器等がわかるようにすること。)</p> | <p>火扉、防火ダンパ)により他の火災区域と分離することを確認した。 屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、「安全機能を有する構造物、系統及び機器」において選定する機器等を設置する区域を、火災区域に設定することを確認した。</p> <p>② <u>また、建屋内の火災区域を耐火壁等によりさらに細分化したものを火災区画として設定している</u>ことを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料において、火災区域又は火災区画の配置図が示されている。<補足説明資料：08：まとめ資料 資料2 添付資料1 ></p> |

2. 火災防護計画の策定するための方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>(2) 火災防護対策並びに火災防護対策を実施するために必要な手順、機器及び職員の体制を含めた火災防護計画を策定すること。</p> <p>（参考） 審査に当たっては、本基準中にある（参考）に示す事項について確認すること。また、上記事項に記載されていないものについては、JEAC4626-2010 及び JEAG4607-2010 を参照すること。</p> <p>なお、本基準の要求事項の中には、基本設計の段階においてそれが満足されているか否かを確認することができないものもあるが、その点については詳細設計の段階及び運転管理の段階において確認する必要がある。</p> <p><u>火災防護計画について</u></p> <p>1. 原子炉施設設置者が、火災防護対策を適切に実施するための火災防護計画を策定していること。</p> <p>2. 同計画に、各原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器の防護を目的として実施される火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順、機器、組織体制が定められていること。</p> <p>なお、ここでいう組織体制は下記に関する内容を含む。</p> <p>①事業者の組織内における責任の所在。 ②同計画を遂行する各責任者に委任された権限。 ③同計画を遂行するための運営管理及び要員の確保。</p> <p>3. 同計画に、安全機能を有する構築物、系統及び機器を火災から防護するため、以下の3つの深層防護の概念に基づいて火災区域及び火災区画を考慮した適切な火災防護対策が含まれていること。</p> <p>① 火災の発生を防止する。 ② 火災を早期に感知して速やかに消火する。</p> | <p>火災防護対策を実施するために必要な手順、機器及び体制等を定める火災防護計画を策定しているか。</p> <p>① 対象範囲として、原子炉施設全体を対象とする計画であり、外部火災に対する消火活動等も含めていることを確認。</p> <p>② 火災防護対策並びに火災防護対策を実施するために必要な手順、機器及び組織体制を定められていることを確認。</p> <p>※組織体制は下記の内容を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事業者の組織内における責任の所在。 ・ 同計画を遂行する各責任者に委任された権限。 ・ 同計画を遂行するための運営管理及び要員の確保。 | <p>① 原子炉施設全体を対象とする計画であることを確認した。設計基準対象施設のうち、安全機能を有する機器等以外の構築物、系統及び機器については、それぞれについて火災防護対策を行うとしていることを確認した。</p> <p>外部火災については、安全施設を外部火災から防護するための運用等を定めることを確認した。</p> <p>② 火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順、防護するための機器、組織体制を定められていることを確認した。</p> <p>具体的に、火災防護計画には、計画を遂行するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理、必要な要員の確保及び教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の保守点検及び火災情報の共有化等、火災防護を適切に実施するための対策並びに火災発生時の対応等、火災防護対策を実施するために必要な手順について定めることを確認した。</p> <p>（教育） 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物、系統及び機器を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した以下の教育を定期的実施する。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 火災区域及び火災区画の設定 b. 火災から防護すべき安全機能を有する構築物、系統及び機器 c. 火災の発生防止対策 d. 火災感知設備 e. 消火設備 f. 火災の影響軽減対策 g. 火災影響評価 <p>（訓練） 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物、系統及び機器を火災から防護することを目的として、消火器及び水による初期消火活動等について、所員による消防訓練、消防要員等による総合的な訓練及び運転員による運転操作等の訓練を定期的実施する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>③ 消火活動により、速やかに鎮火しない事態においても、原子炉の高温停止及び低温停止の機能が確保されるように、当該安全機能を有する構築物、系統及び機器を防護する。</p> <p>4. 同計画が以下に示すとおりとなっていることを確認すること。</p> <p>① 原子炉施設全体を対象とする計画になっていること。</p> <p>② 原子炉を高温停止及び低温停止する機能の確保を目的とした火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災による影響の軽減の各対策の概要が記載されていること。</p> | <p>③ 安全機能を有する構築物、系統及び機器を火災から防護するため、以下の3つの深層防護の概念に基づいて火災区域及び火災区画を考慮した適切な火災防護対策が含まれていることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 火災の発生を防止する。 ・ 火災を早期に感知して速やかに消火する。 ・ 消火活動により、速やかに鎮火しない事態においても、原子炉の高温停止及び低温停止の機能が確保されるように、当該安全機能を有する構築物、系統及び機器を防護する。 | <p>③ <u>安全機能を有する機器等を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減について、それぞれの目的を達成するための火災防護対策を同計画に定めること</u>を確認した。</p> <p>具体的には、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに重大事故等対処施設については、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づき、必要な火災防護対策を行うことを定め、可搬型重大事故等対処設備、重大事故等に柔軟に対応するための多様性拡張設備等、その他の原子炉施設については、設備等に応じた火災防護対策を行うことを定めることを確認した。</p> |

2. 1. 火災の発生防止に係る設計方針

2. 1. 1. 火災発生防止対策

(1) 発火性物質等への対策

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| <p>2.1 火災発生防止</p> <p>2.1.1 原子炉施設は火災の発生を防止するために以下の各号に掲げる火災防護対策を講じた設計であること。</p> <p>(1) 発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域は、以下の事項を考慮した、火災の発生防止対策を講じること。</p> <p>(参考)</p> <p>(1) 発火性又は引火性物質について 発火性又は引火性物質としては、例えば、消防法で定められる危険物、高圧ガス保安法で定められる高圧ガスのうち可燃性のもの等が挙げられ、発火性又は引火性気体、発火性又は引火性液体、発火性又は引火性固体が含まれる。</p> | <p>発火性又は引火性物質を内包する設備と火災区域を網羅的に抽出しているか。</p> <p>① 発火性又は引火性物質について、消防法で定められる危険物、高圧ガス保安法で定められる高圧ガスのうち可燃性のものなどを含めて網羅的に抽出していることを確認。</p> | <p>火災区域に、発火性又は引火性物質を内包する設備を設置する場合、発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止、配置上の考慮、換気、防爆、貯蔵を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>① 発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域には、以下の火災の発生防止対策を講じる設計とすることを確認した。ここでいう発火性又は引火性物質としては、消防法で定められる危険物のうち「潤滑油」及び「燃料油」、高圧ガス保安法で高圧ガスとして定められる水素、窒素、液化炭酸ガス及び空調用冷媒等のうち、可燃性である「水素」を対象とすることを確認した。</p> <p>(1) 漏えいの防止、拡大防止</p> <p>a. 発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備</p> <p>b. 発火性又は引火性物質である水素を内包する設備</p> <p>(2) 配置上の考慮</p> <p>a. 発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備</p> <p>b. 発火性又は引火性物質である水素を内包する設備</p> <p>(3) 換気</p> <p>a. 発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備</p> <p>b. 発火性又は引火性物質である水素を内包する設備</p> <p>(4) 防爆</p> <p>a. 発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備</p> <p>b. 発火性又は引火性物質である水素を内包する設備</p> <p>(5) 貯蔵</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|---|--|
| | <p>② 補足説明資料において、発火性又は引火性物質を内包する設備（内包する可能性のある設備を含む）及びこれらの設備を設置する火災区域を網羅的に抽出していることが示されているか。</p> | <p>② 補足説明資料において、「潤滑油」及び「燃料油」を内包する設備、「水素」又は「アセチレン」を内包する設備が示されている。</p> |

①漏えいの防止、拡大防止

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>①漏えいの防止、拡大防止</p> <p>発火性物質又は引火性物質の漏えいの防止対策、拡大防止対策を講じること。ただし、雰囲気の不活性化等により、火災が発生するおそれがない場合は、この限りでない。</p> | <p>潤滑油等を内包する設備について、漏えい防止及び拡大防止措置を講じているか。</p> <p>（1）潤滑油、燃料油等を内包する設備</p> <p>① オイルパン、ドレンリム、堰等の設置による対策を講じる設計とすることを確認。</p> | <p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造の採用により漏えいの防止対策を講じるとともに、漏えいの拡大を防止するため、液面等の監視、点検により潤滑油、燃料油の漏えいを早期に検知する対策、オイルパン、ドレンリム、堰又は油回収装置を設置する対策を実施する設計とすることを確認した。</p> |
| | <p>（2）水素等を内包する設備</p> <p>① ベローズ、金属ダイヤフラム等の機構による対策または換気等による水素濃度低減対策を講じる設計とすることを確認。</p> | <p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素を内包する設備は、以下に示す漏えいの防止、拡大防止対策を講じる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 気体廃棄物処理設備 <p>気体廃棄物処理設備の配管等は雰囲気への水素の漏えいを考慮した溶接構造とし、弁グランド部から雰囲気へ水素漏えいを考慮し、ベローズや金属ダイヤフラム等を用いる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁 <p>体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁は、雰囲気への水素の漏えいを考慮した溶接構造とし、弁グランド部から雰囲気へ水素漏えいの可能性のある弁は、雰囲気への水素の漏えいを考慮し、ベローズや金属ダイヤフラム等を用いる設計とする。</p> <p>なお、火災区域内に水素を内包するポンペを持ち込む場合は、火災防護計画に従い火災発生防止対策を講じる運用とする。</p> |
| | <p>（3）対策を不要とする場合</p> <p>① 対象設備を抽出した上で、雰囲気の不活性化等の火災発生防止対策により、火災発生のおそれがないことを確認。</p> | <p>－</p> |

②配置上の考慮

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|---|
| <p>②配置上の考慮</p> <p>発火性物質又は引火性物質の火災によって、原子炉施設の安全機能を損なうことがないように配置すること。</p> | <p>（1）潤滑油、燃料油等を内包する設備</p> <p>① 対象設備と安全機能を有する機器等について、原子炉施設の安全機能を損なうことのないよう、壁等の設置、離隔などの措置を行う設計とすることを確認。</p> | <p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備の火災により、原子炉施設の安全機能を損なわないよう、潤滑油及び燃料油を内包する設備と原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器は、壁等の設置又は離隔による配置上の考慮を行う設計とすることを確認した。</p> |
| | <p>（2）水素等を内包する設備</p> <p>① 対象設備と安全機能を有する機器等について、原子炉施設の安全機能を損なうことのないよう、壁等の設置、離隔などの措置を行う設計とすることを確認。</p> | <p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素を内包する設備の火災により、原子炉施設の安全機能を損なわないよう、水素を内包する設備と原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器は、壁等の設置による配置上の考慮を行う設計とすることを確認した。</p> |

③換気

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------------------|--|---|
| <p>③換気 換気ができる設計であること。</p> | <p>潤滑油又は水素を内包する設備のある区域(可燃性気体が流入する可能性のある区域も含む。)について、換気ができる設計としているか。</p> <p>(1) 潤滑油、燃料油等を内包する設備</p> <p>① 建屋内の空調機器による機械換気、自然換気等により滞留した気体を換気ができる設計とすることを確認。</p> <p>② 機械換気に期待する場合、防護対象に応じた仕様の空調機器を設置することが示されているか。 (電源の設定など)</p> <p>③ 該当区域における換気方法(機械換気の場合には換気設備を含む)について、リスト等で網羅的に示されているか。</p> | <p>① 可燃性の蒸気が滞留するおそれがある火災区域においては、換気により可燃性の蒸気を滞留させないことを確認した。 具体的には、火災の発生を防止するために、補助建屋送気ファン及び補助建屋排気ファン等、空調機器による機械換気又は自然換気により換気を行う設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、換気設備の電源について常用/非常用の別が示されている。</p> <p>③ 補足説明資料において、火災区域ごとに機械換気又は自然換気の別を整理され示されている。</p> |
| | <p>(2) 水素等を内包する設備のある区域</p> <p>① 建屋内の空調機器による機械換気、自然換気等により滞留した気体を換気ができる設計とすることを確認。</p> <p>② 空調設備は、燃焼限界濃度以下とできるよう設計することを確認。</p> | <p>① 発火性又は引火性物質である水素を内包する設備である蓄電池、気体廃棄物処理設備、体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁、並びに「⑤貯蔵」に示す混合ガスポンペを設置する火災区域は、火災の発生を防止するために、空調機器による機械換気により換気を行う設計とすることを確認した。</p> <p>② ①で挙げられる火災区域の空調設備は、燃焼限界濃度以下とできるように設計することを以下のとおり確認した。 また、水素濃度上昇時の対応として、換気空調設備の運転状態の確認、換気空調設備の切替えを実施する手順を整備し、操作を行うことを確認した。</p> <p>(1) 蓄電池 蓄電池を設置する火災区域は、非常用電源から給電される安全補機開閉室空調ファン及び蓄電池室排気ファンによる機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|--|--|
| | <p>③ 当該区域の空調設備は、単一故障を仮定しても性能が維持できるよう多重化することを確認。</p> <p>④ 機械換気に期待する場合、防護対象に応じた仕様の空調機器を設置することを確認。(電源の設定など)</p> <p>⑤ 当該区域における換気方法(機械換気の場合には換気設備を含む)について、リスト等で網羅的に示されていることを確認。</p> | <p>(2) 気体廃棄物処理設備 気体廃棄物処理設備を設置する火災区域は、補助建屋送気ファン及び補助建屋排気ファンによる機械換気を行うことにより、水素が漏えいしても、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。</p> <p>(3) 体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁 体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁を設置する火災区域は、補助建屋送気ファン及び補助建屋排気ファンによる機械換気を行うことにより、水素が漏えいしても、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。</p> <p>③ 水素を内包する設備のある火災区域は、水素濃度が燃焼限界濃度未満の雰囲気となるように排気ファン及び給気ファンで換気されるが、給気ファン及び排気ファンは多重化して設置する設計とするため、単一故障を想定しても換気は可能であることを確認した。</p> <p>④ 補足説明資料において、換気設備の電源について常用/非常用の別が示されている。</p> <p>⑤ 補足説明資料において、火災区域ごとに機械換気又は自然換気の別を整理され示されている。</p> |

④防爆

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|---|
| <p>④防爆</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 防爆型の電気・計装品を使用するとともに、必要な電気設備に接地を施すこと。 | <p>漏えい防止等の火災発生防止措置により、爆発性雰囲気形成のおそれがないとして、電気・計装品への防爆措置を講じない場合には、その技術的妥当性を示しているか。</p> <p>(1) 爆発性雰囲気形成のおそれのない場合</p> <p>(1-1) 潤滑油、燃料油等を内包する設備</p> <p>① 潤滑油、燃料油等を内包する設備に対して、漏えい防止、換気等の火災発生防止対策を講じることを確認。</p> <p>② 潤滑油、燃料油等が外部へ漏えいした場合、爆発性の雰囲気形成しないことを確認(引火点>室内温度、運転温度)。</p> | <p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備は、「①漏えいの防止、拡大防止」で示したように、溶接構造等、潤滑油及び燃料油の漏えいを防止する設計とともに、オイルパンの設置等により、漏えいした潤滑油及び燃料油の拡大を防止する設計とすることを確認した。</p> <p>② 潤滑油及び燃料油が設備の外部へ漏えいしても、これらの引火点は、油内包機器を設置する室内温度よりも十分高く、機器運転時の温度よりも高いため、可燃性蒸気とならないことから、潤滑油及び燃料油が、爆発性の雰囲気形成のおそれはないことを確認した。 補足説明資料において、潤滑油及び燃料油の引火点と使用環境温度の比較により問題ないことが示されている。</p> |
| | <p>(1-2) 水素等を内包する設備</p> <p>① 水素等を内包する設備に対して、漏えい防止、換気等の火災発生防止対策を講じることを確認。</p> <p>② 水素が漏えいしても、水素濃度が燃焼限界濃度以下となるよう、換気設備を設置する設計とすることを確認。(⇒「(4). 水素対策」参照)</p> <p>③ 水素等を内包する機器のうち、ポンベ等については、使用時を除き、元弁を閉止する運用としているか。</p> | <p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素を内包する以下の設備は、「①漏えいの防止、拡大防止」に示す溶接構造の採用等により水素を容器内に密閉する設計とすることを確認した。</p> <p>② 「③換気」に示す機械換気により水素の滞留を防止することにより、爆発性の雰囲気にならない設計とすることを確認した。</p> <p>③ 水素ポンベは、「⑤貯蔵」に示すとおり、使用時以外は本弁を閉止する運用とすることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|---|---|
| | <p>爆発性の雰囲気を形成するおそれのある場合には、電気・計装品への防爆措置を講じる設計としているか。</p> <p>（2）爆発性雰囲気を形成するおそれのある場合</p> <p>① 「爆発性の雰囲気を形成するおそれのある」について、定義を明確にしていることを確認。 （例） 「電気設備に関する技術基準を定める省令」第六十九条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気とはならないこと</p> <p>② 電気計装品を防爆型とするとともに、電気設備に接地を施し着火源とならない設計することを確認。</p> | <p>① （1）のとおり爆発性の雰囲気を形成することがないように設計するため、「電気設備に関する技術基準を定める省令」第69条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性の雰囲気とはならないことを確認した。</p> <p>② ①により、当該火災区域に設置する電気・計装品を防爆型とする必要はなく、防爆を目的とした電気設備の接地も必要ないことを確認した。 なお、電気設備の必要な箇所には「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令」第10条、第11条に基づく接地を施す設計とすることを確認した。</p> |

⑤貯蔵

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>⑤貯蔵</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域における発火性物質又は引火性物質の貯蔵は、運転に必要な量にとどめること。 | <p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域における発火性物質又は引火性物質の貯蔵は、運転に必要な量にとどめることを確認。</p> | <p>① 火災区域に設置される貯蔵機器のうち発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油の貯蔵機器は、ディーゼル発電機の燃料油貯蔵タンクと重油タンクがある。燃料油貯蔵タンクと重油タンクは、7日間の外部電源喪失に対してディーゼル発電機を連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とすることを確認した。 また、発火性又は引火性物質である水素の貯蔵機器は、水素ポンペがあり、このポンペは火災区域内で貯蔵しない。水素ポンペの持ち込み時については、使用時以外は本弁を閉止しする運用とすることを確認した。</p> |

(2) 可燃性の蒸気等への対策

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|---|
| <p>(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域には、滞留する蒸気又は微粉を屋外の高所に排出する設備を設けるとともに、電気・計装品は防爆型とすること。また、着火源となるような静電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合には、静電気を除去する装置を設けること。</p> | <p>可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域を抽出し、火災防止措置を講じているか。</p> <p>(1) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉</p> <p>① 「可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある」について、定義を明確にしていることを確認。 (例) 「工場電気設備防爆指針」に基づき「可燃性の粉じん」の定義</p> <p>② 可燃性の蒸気が滞留するおそれがある火災区域を抽出することを確認。((1) ④防爆」を参照。)</p> <p>③ 可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域を抽出していることを確認。</p> <p>④ 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域がある場合には、屋外の高所に排出する設備を設けるとともに、電気・計装品を防爆型とする設計とすることを確認。</p> <p>⑤ 有機溶媒を外部から持ち込んで使用する場合は、必要な量以上に持ち込まず、必要な滞留防止対策を講じる方針としていることを確認。</p> | <p>① 「工場電気設備防爆指針」に記載される「可燃性粉じんは、石炭のように空気中の酸素と発熱反応を起こし爆発する粉じん」や「爆発性粉じんは、金属粉じんのよう空気中の酸素が少ない雰囲気又は二酸化炭素中でも着火し、浮遊状態では激しい爆発を生じる粉じん」と定義していることを確認した。</p> <p>② 発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備は、「(1) ④防爆」に示すとおり、可燃性の蒸気を発生するおそれはないことを確認した。 また、火災区域には、可燃性の微粉を発生する設備を設置しない設計とすることを確認した。</p> <p>③ ②のとおり「可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域」はない。</p> <p>④ 火災区域には、可燃性の微粉を発生する設備を設置しないことを確認した。</p> <p>⑤ 火災区域において有機溶剤を使用する場合は、火災防護計画の定めにしたがい、使用する作業場所の局所排気を行うとともに、建屋の送気ファン及び排気ファンによる機械換気により、滞留を防止する設計とすることを確認した。 また、火災の発生を防止するために、火災区域又は火災区画における溶接等の火気作業に対する以下の手順を整備し、実施することを確認した。 a. 火気作業前の計画策定 b. 火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|---|---|
| | <p>着火源となるような静電気が溜まるおそれのある設備を抽出し、火災防止措置を講じているか。</p> <p>（2）静電気</p> <p>① 金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれがある火災区域を抽出することを確認。</p> <p>② 静電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合、静電気を除去する装置を設ける設計とすることを確認。</p> | <p>① 火災区域には、金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれがある設備を設置しない設計とするため、静電気を除去する装置を設置する必要はないことを確認した。</p> <p>② ー</p> |

（3）発火源への対策

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>(3) 火花を発生する設備や高温の設備等発火源となる設備を設置しないこと。ただし、災害の発生を防止する付帯設備を設けた場合は、この限りでない。</p> | <p>火花を発生する設備や高温の設備等発火源となる設備を設置しない方針としているか。設置する場合には、災害発生防止のための付帯設備を設置する方針としているか。</p> <p>① 発火源となる火花を発生する設備を設置する場合、金属製の本体内に収納し、設備外部に火花を出さない等の対策により、発火源とならない設計とすることを確認。</p> <p>② 高温となる設備を設置する場合、保温材で被覆し、可燃性物質との接触防止や加熱防止を図るなどの対策により、発火源とならない設計とすることを確認。</p> | <p>① 原子炉施設には、火花が発生する設備等発火源となる設備を設置しないことを確認した。具体的な対策としては、設備を金属製の本体内に収納する等の対策を行うことを確認した。</p> <p>② 原子炉施設には、高温となる設備があるが、高温部分を保温材で覆うことにより、可燃性物質との接触防止や潤滑油等可燃物の加熱防止を行う設計とすることを確認した。</p> |

(4) 水素対策

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (真浜) |
|--|---|--|
| <p>(4) 火災区域内で水素が漏えいしても、水素濃度が燃焼限界濃度以下となるように、水素を排気できる換気設備を設置すること。また、水素が漏えいするおそれのある場所には、その漏えいを検出して中央制御室にその警報を発すること。</p> | <p>水素が漏えいしても、水素濃度が燃焼限界濃度以下となるよう、換気設備を設置する設計方針としているか。また、水素が漏えいするおそれのある場所には、漏えい検知設備を設置する設計方針としているか。</p> <p>① 火災区域内で水素が漏えいした場合でも、水素濃度が燃焼限界濃度以下となるように、水素を排気できる風量と機能を確保した換気設備を設置する設計とすることを確認。(⇒「(1)③換気」を参照)</p> <p>② 水素が漏えいするおそれのある場所には、その漏えいを検出し、その警報を原子炉制御室に発する設計とすることを確認。</p> <p>③ 補足説明資料で水素濃度検知設備の仕様(検知器の種類、設置数、設置場所の考え方等を含む)や警報設定値の根拠を確認。</p> | <p>水素が発生するおそれがある火災区域においては、水素の換気及び漏えい検知等の対策を図ることを確認した。</p> <p>① 具体的には、水素を内包する設備を設置する火災区域については、「(1)③換気」に示すように、機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計するとともに、水素を内包する設備は、「(1)①漏えいの防止、拡大防止」に示すように、溶接構造等、雰囲気への水素の漏えいを防止する設計とすることを確認した。</p> <p>② 水素が漏えいするおそれがある以下の場所には、その漏えいを検出し、その警報を中央制御室に発する設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 体積制御タンクを設置する火災区域 通常運転中において体積制御タンクの気相部に水素を封入することを考慮して、水素濃度検知器を設置し、水素の燃焼限界濃度である4 vol%の1/4以下の濃度にて、中央制御室に警報を発する設計とする。 ・ 蓄電池を設置する火災区域 充電時に蓄電池が水素を発生するおそれがあることを考慮して、水素濃度検知器を設置し、水素の燃焼限界濃度である4 vol%の1/4以下の濃度にて、中央制御室に警報を発する設計とする。 <p>③ 補足説明資料において、設置場所の図面により設置状況が示されている。</p> |

（5）放射線分解等による水素蓄積の防止

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|---|
| <p>(5)放射線分解等により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講じること。</p> <p>（参考） (5)放射線分解に伴う水素の対策について BWRの具体的な水素対策については、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成17年10月）」に基づいたものとなっていること。</p> | <p>放射線分解等により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子炉の安全性を損なう可能性について、網羅的に確認しているか。</p> <p>① 放射線分解等により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子炉の安全性を損なう可能性について、放射線分解のみならず、蓄電池での水素発生等も考慮され評価していることを確認。</p> <p>② 原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講じることとしていることを確認。</p> <p><BWR></p> <p>③ 具体的な水素対策については、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成17年10月）」に基づいたものとしているか。</p> | <p>① 火災区域には、放射線分解等により発生する水素の蓄積防止の対策を図ることを確認した。具体的には、加圧器以外の1次冷却材は、高圧水の一相流とし、また、加圧器内も運転中は常に1次冷却材と蒸気を平衡状態とすることで、水素や酸素の濃度が高い状態で滞留、蓄積することを防止する設計とすることを確認した。また、蓄電池を設置する火災区域は、空調機器による機械換気により、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計することを確認した。</p> <p>② ー</p> |

（6）過電流による加熱防止対策

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|---|
| <p>(6) 電気系統は、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱防止のため、保護継電器と遮断器の組合せ等により故障回路の早期遮断を行い、過熱、焼損の防止する設計であること。</p> | <p>電気系統は、故障回路の早期遮断を行い、過電流による加熱、焼損を防止する設計方針としているか。</p> <p>① 電気系統については、保護継電器と遮断器の組み合わせ等により故障回路の早期遮断を行い、過電流による加熱、焼損を防止する設計とすることを確認。</p> <p>② 単線結線図などを用いて設置箇所が示されているか。</p> | <p>① 原子炉施設には、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対策を図ることを確認した。具体的には、電気系統は、送電線への落雷等外部からの影響や地絡、短絡等に起因する過電流による過熱及び焼損を防止するために、保護継電器及び遮断器により、故障回路を早期に遮断する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、電気系統における過電流により早期に遮断可能な遮断器の設置箇所が単線結線図で示されている。</p> |

2. 1. 2. 不燃材料等の使用

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|--|
| <p>2.1.2 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、以下の各号に掲げるとおり、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計であること。ただし、当該構築物、系統及び機器の材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合、もしくは、当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合は、この限りではない。</p> <p>（参考） 「当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合」とは、ポンプ、弁等の駆動部の潤滑油、機器躯体内部に設置される電気配線、不燃材料の表面に塗布されるコーティング剤等、当該材料が発火した場合においても、他の構築物、系統又は機器において火災を生じさせるおそれが小さい場合をいう。</p> | <p>不燃性材料又は難燃性材を使用する設計方針としているか。使用できない場合には、代替材料を使用するか、又は、火災発生防止のための措置を講じる方針としているか。</p> <p>① 安全機能を有する機器等は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とすることを確認。</p> <p>② 不燃性材料又は難燃性材料を使用できない場合には、代替材料として同等以上の性能を有するものを使用、又は、代替材料の使用が技術上困難な場合には、火災発生防止のための措置を講じる設計とすることを確認。</p> | <p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器に対しては、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とすることを確認した。</p> <p>② 不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）を使用する設計とする。 ・ 構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。 |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|-------------|---------------|
| (1) 建築基準法第2条第9号←不燃材料の定義 (2) 建築基準法施行令第1条第6号←難燃材料の定義 (3) 建築基準法施行令第108条の2 ←不燃材料の技術基準 (4) 建設省告示第1400号（平成12年5月30日） ←告示で定める不燃材料 (5) 建設省告示第1402号（平成12年5月30日） ←告示で定める難燃材料 | | |

(1) 主要な構造材

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|--|
| <p>(1) 機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体、及びこれらの支持構造物のうち、主要な構造材は不燃性材料を使用すること。</p> | <p>主要な構造材は、不燃性材料を使用する設計方針としているか。不燃材料の使用が困難な場合には、火災発生防止措置を講じているか。</p> <p>① 主要な構造材は、金属材料、コンクリート等の不燃性材料を使用する設計とすることを確認。</p> <p>② 不燃性材料又は代替材料の使用が技術的に困難な場合には、火災の発生防止措置を講じているか。 (例) 配管のパッキン類、ポンプ、弁等の駆動部の潤滑油、機器躯体内部に設置される電気配線などは、火災発生防止措置が講じられているとみなせる。</p> | <p>① 機器等の支持構造物のうち、主要な構造材には不燃性材料を使用することを確認した。具体的には、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、火災の発生防止及び当該設備の強度確保等を考慮し、ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の金属材料、又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とすることを確認した。</p> <p>② 以下の構造材は、不燃性材料又は難燃性材料でない材料を使用する理由を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるが、金属で覆われた狭隙部に設置し直接火炎に晒されることはないこと ・ 金属に覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油並びに金属に覆われた機器躯体内部に設置される電気配線は、発火した場合でも、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器に延焼しないこと |

(2) 変圧器及び遮断器

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|--|
| <p>(2) 建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用すること。</p> | <p>2.1.2(2). 変圧器及び遮断器 建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計方針としているか。</p> <p>① 建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計とすることを確認。</p> | <p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、建屋内の変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用することを確認した。 補足説明資料においてメタクラ遮断器の写真が示されている。</p> |

(3) 難燃ケーブル

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|--|
| <p>(3) ケーブルは難燃ケーブルを使用すること。</p> <p>(参考) (3) 難燃ケーブルについて 使用するケーブルについて、「火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質」を有していることが、延焼性及び自己消火性の実証試験により示されていること。</p> <p>(実証試験の例) ・自己消火性の実証試験・・・UL 垂直燃焼試験 ・延焼性の実証試験・・・IEEE383 または IEEE1202</p> | <p>ケーブルは、実証試験で難燃性を確認した難燃ケーブルを使用する設計方針としているか。</p> <p>① ケーブルについては、延焼性 (例：IEEE383 (光ファイバーケーブルの場合 IEEE1202)) 及び自己消火性 (例：UL 垂直燃焼試験) の実証試験によって難燃性を確認したもので設計することを確認。</p> <p>② 上記の実証試験の条件が示されているか。</p> <p>③ 上記の実証試験により、ケーブルの難燃性が確認できない場合、火災の発生防止措置を講じることにより、同等以上の延焼防止性及び自己消火性を有することを示していることを確認。 (例) ・延焼性が実証できない核計装用ケーブルは、専用の電線管に敷設するとともに、両端を難燃性の耐熱シール材等より密閉することで電線管外部からの酸素供給を防止し延焼性を確認。 ・ケーブルトレイから安全機能を有する機器に</p> | <p>① 安全機能を有する機器に使用する難燃ケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認したケーブルを使用することを確認した。 補足説明資料において、実証試験を行った光ケーブルを使用することが示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料3＞</p> <p>② 補足説明資料において、実証試験の概要が示されている。(資料3) また、垂直トレイ燃焼試験のケーブル損傷距離の判定方法が示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料3＞</p> <p>③ 核計装用ケーブルは、難燃ケーブルではないが、チャンネルごとに専用電線管に収納し、電線管外部からの酸素の供給防止のため、両端は難燃性の耐熱シール材で処置する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。</p> <p>(難燃ケーブルとすることができない理由) 核計装用ケーブルは、微弱電流・微弱パルスを扱うため、耐ノイズ性を確保する必要があることから、難燃ケーブルではなく絶縁体に誘電率の低い架橋ポリエチレンを使用する設計とする。このケーブルは、自己消火性を確認するUL 垂直燃焼試験は満足するが、延焼性を確認する IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の要求を満足しない。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|---|--|
| | <p>接続するために電線管で敷設される非難燃ケーブルは、電線管に収納するとともに、その両端を難燃性の耐熱シール材等により密閉することで電線管外部からの酸素供給を防止し延焼性を確認。(ケーブルトレイ側の火災の発生防止措置については、④を参照。)</p> <p>④ 事業者は上記以外で新たな手法を採用する場合、設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠が示されていることを確認。</p> <p>これまで川内、伊方及び高浜の内部火災の審査において、設置許可基準規則及び火災防護審査基準(以下、「規則等」という。)に定める技術的要件を満足する技術的内容と同一ではないものの、代替の対策を講じることによって、火災防護審査基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得るとして、「十分な保安水準が確保される」と判断したものは以下のとおり。</p> | <p>(基準上の延焼性と同等である理由)</p> <p>耐火性を有するシール材を処置した電線管内は、外気から容易に酸素の供給がない閉塞した状態であるため、核計装用ケーブルに火災が発生してもケーブルの燃焼に必要な酸素が不足し、燃焼の維持ができなくなるので、すぐに自己消火し、ケーブルは延焼しない。このため、チャンネルごとに専用電線管で収納し、耐火性を有するシール材により酸素の供給防止を講じた核計装用ケーブルは、IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の判定基準を満足するケーブルと同等以上の延焼防止性能を有すると判断した。</p> <p>補足説明資料において、核計装用ケーブルの難燃性への適合及び敷設概要図、非難燃ケーブルを敷設する電線管の防火措置が示されている。<補足説明資料:08:まとめ資料 資料1、資料3 添付資料3></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|---|----------------|
| | <p>・火災の発生防止に係る設計方針</p> <p>(1)核計装用ケーブルを電線管へ収納 (川内、伊方、高浜)</p> <p>(2)非難燃ケーブルを防火シート等で複合体を形成 (高浜 1/2)</p> <p>・火災感知設備の設計方針</p> <p>(3)一部の火災区域又は火災区画にアナログ式でない火災感知器を設置 (川内、伊方、高浜)</p> <p>・火災の影響軽減に係る設計方針</p> <p>(4)原子炉制御室制御盤内及び原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策が火災防護審査基準に定められた対策と同一でない方法を採用 (川内、伊方、高浜)</p> <p>具体的に、上記(2)において、火災防護審査基準に定める技術的要件では、ケーブルは難燃ケーブルを使用することを求めている。</p> <p>なお、難燃ケーブルとして使用するケーブルについては、「火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質」を有していることを、延焼性及び自己消火性の実証試験により示されていることを求めている。</p> <p>事業者は、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保 (保安水準) するために難燃性に代わる複合体を形成する方針 (代替の設計方針) を示した。</p> <p>代替の設計方針の設計目標を設定し、その設計目標の成立性を確認することで、十分な保安水準が確保できるとして説明したものである。</p> <p>これまでの審査において「十分な保安水準が確保される」と判断した審査例を踏まえると、設計方針を確認する場合、以下の点に留意する。</p> <p>・規則等が要求している技術的要件を事業者が理解した上で代替等の手段等が定められて</p> | |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|--|---------------|
| | <p>いること</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替等の手段等を検証するための試験等が非安全側でなく、かつ明確であることが合理性をもって申請書等に明示的に記載されていること ・規則等と同等以上の保安水準を確保できるとする事業者の代替の設計方針を確認する場合、それに対する設計目標が明確に定められていること ・性能の確認に加えて施工状態や劣化等も想定した実証試験により成立性を確認するとした設計方針が示されていること <p>事業者において「保安水準」をどのように確保するのか、設計の考え方に以下の内容が含まれていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替の設計方針は難燃ケーブルと同等以上の難燃性能が確保されるものとなっているか、以下の点を参考に確認する。 <ul style="list-style-type: none"> －設計目標が策定され、その内容が規則等と比べても非安全側なものとなっていないか。 （例：燃焼の3要素のうち熱（火炎）及び酸素量を抑制するため、防火シートにより火炎を遮るとともに、酸素の吸込み量を抑えることにより難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保するという設計目標（保安水準）を設定）－設計目標の成立性について、実証試験により難燃性能が達成できることを確認するとしているか。 その際、以下の点が考慮されているか。 <ul style="list-style-type: none"> i) 火災の状況が適切に想定されているか。 （例：ケーブルトレイを防火シートで覆う場合に、ケーブルトレイ内部からの発火による火災及び外部からの火炎による火災の想定） ii) 燃焼の3要素（熱（炎）、酸素、可燃物）が抑制される観点が含まれているか。 iii) 代替の設計方針による非難燃ケーブル及び | |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|--|---------------|
| | <p>ケーブルトレイに与える影響（化学的な影響、熱的影響、耐震性への影響等）が抽出され、実証試験により、非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性等が損なわれないことを確認しているか。</p> <p>（例：防火シートによる非難燃ケーブル及びケーブルトレイへの化学的な影響、複合体内部の熱の蓄積による非難燃ケーブルへの熱的影響及び重量増加によるケーブルトレイの耐震性への影響を抽出し、実証試験により、非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性が損なわれないことを確認）</p> <p>iv) 施工後に想定される悪影響（例、防火シートのずれ、隙間、傷等）を考慮しても、必要な難燃性能が維持されることを確認しているか。</p> <p>（例：実証試験では、施工後に想定される防火シートのずれ、隙間及び傷も考慮）</p> <p>・代替の設計方針は実証試験の結果等から工事計画等を見据えて実現性のあるものとなっているか。</p> <p>なお、確認にあたっての前提条件として、非難燃ケーブルが使用されている箇所について、難燃ケーブルに取替える範囲と代替の設計方針により防火措置を施す範囲の考え方が整理され、その考え方は発火リスクや区画等を考慮した適切な内容であるか。</p> | |

（4）換気設備のフィルタ

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>(4) 換気設備のフィルタは、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、チャコールフィルタについては、この限りでない。</p> | <p>換気設備のフィルタは、不燃性材料又は難燃性材料を使用する方針としているか。</p> <p>① 換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き、不燃性材料又は難燃性材料を使用する方針することを確認。</p> | <p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、換気空調設備の換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き不燃性材料又は難燃性材料を使用することを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|---|--|
| | <p>② 使用するフィルタは、試験等で不燃性又は難燃性を確認されていることを確認。</p> <p>（例） 難燃性として JISL1091（繊維製品の燃焼性試験）又は JACANo. 11A 空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針（公益社団法人日本空気清浄協会）を満足する難燃性が確認されたフィルタ</p> | <p>② 使用するフィルタは、ガラス繊維等の不燃性材料又は「JISL1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」や「JACANo. 11A（空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針（公益社団法人日本空気清浄協会）」を満足する難燃性材料を使用する設計とすることを確認した。</p> |

（5）保温材

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>(5) 保温材は金属、ロックウール又はグラスウール等、不燃性のものを使用すること。</p> | <p>保温材は、不燃性のものを使用する方針としているか。</p> <p>① 保温材は金属材料、ロックウール又はグラスウール等、不燃性のものを使用する方針とすることを確認。</p> <p>② 使用する保温材については、試験等で不燃性を確認されていることを確認。 （例） 平成12年建設省告示第1400号に定められたもの又は建築基準法の不燃材として認定されているもの</p> | <p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器に使用する保温材は、金属等の不燃性のものを使用することを確認した。 補足説明資料において、既設プラントであることを踏まえて、保温材の使用対象箇所及び確認方法が示されている。また、保温材毎に不燃性適合状況が示されている。</p> <p>② 使用する保温材としては、ケイ酸カルシウム、ロックウール、金属保温等、平成12年建設省告示第1400号に定められたもの又は建築基準法で不燃材料として定められたものを使用する設計とする。</p> |

（6）建屋内装材

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---------------------------------|--|--|
| <p>(6) 建屋内装材は、不燃性材料を使用すること。</p> | <p>建屋内装材は、不燃性材料を使用する方針としているか。</p> <p>① 建屋内装材は、不燃性材料を使用する方針とすることを確認。</p> <p>② 使用する建屋内装材は、試験等で不燃性を確認されていることを確認。 （例）建築基準法等の国内規制に基づくけい酸力</p> | <p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する建屋内装材は、不燃性材料を使用することを確認した。 補足説明資料において、既設プラントであることを踏まえて、建屋内装材（不燃性）の使用対象箇所及び確認方法が示されている。また、建屋内装材（不燃性）毎に不燃性適合状況が示されている。</p> <p>② 建屋の内装材は、建築基準法に基づく不燃材料若しくはこれと同等の性能を有することを試験により確認した不燃材料若しくはこれと同等の性能を有することを試験により確認した材料、又は消防法に基づく防災物品若しくはこれと同等の性能を有することを試験により確認した材料を使用す</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|--|---|
| | <p>ルシウム板の不燃性材料、消防法に基づくカーペット等の防災物品、試験により同等性を確認した材料</p> <p>③ 不燃性材料又は代替材料の使用が技術的に困難な場合、火災の発生防止措置を講じることにより、不燃性材料と同等以上であることを示していることを確認。</p> <p>（例） 不燃材料の表面に塗布される難燃性のコーティング剤</p> | <p>る設計とすることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器内部コンクリートの表面に塗布するコーティング剤は、以下の理由により難燃性材料であるコーティング剤を使用する設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 不燃材料であるコンクリートに塗布すること ・ 火災により燃焼し難く著しい燃焼をしないこと ・ 加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらず他の安全機能を有する構築物、系統及び機器に延焼しないこと ・ 原子炉格納容器内に設置する原子炉の安全停止に必要な機器は不燃性又は難燃性の材料を使用し周辺には可燃物がないこと <p>補足説明資料において、格納容器内のコンクリートの一部に使用している難燃性のコーティング剤が発火した場合においても、原子炉の安全停止に必要な機器に火災を生じさせるおそれが小さいことが示されている。</p> |

2. 1. 3. 自然現象への対策

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|--|
| <p>2.1.3 落雷、地震等の自然現象によって、原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように以下の各号に掲げる火災防護対策を講じた設計であること。</p> | <p>想定される自然現象を網羅的に検討し、考慮すべき事象を選定した上で、自然現象への火災防護対策を講じる方針としているか。</p> <p>① 想定される自然現象※を網羅的に抽出した上で、火災防護上の観点から、それらの影響を評価し、考慮すべき自然現象を選定していることを確認。（落雷、地震以外の自然現象も評価すること。）</p> <p>※設置許可基準規則第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合性を参照</p> | <p>① 設置許可基準規則第6条において評価した原子炉施設に想定される自然現象（14事象）は、落雷、地震、津波、高潮、火山の影響、森林火災、竜巻、風（台風）、凍結、降水、積雪、生物学的事象、地すべり及び洪水である。津波、森林火災及び竜巻（風（台風）を含む。）は、それぞれの現象に対して、原子炉施設の安全機能を損なわないように防護することで、火災の発生防止を行う設計とする。</p> <p>また、地すべりについては、「1.11.7.1 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合」の「第六条外部からの衝撃による損傷の防止」に示すとおり、安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることで、火災の発生防止を行う設計とする。</p> <p>凍結、降水、積雪及び生物学的事象は、火源が発生する自然現象ではなく、火山の影響についても、火山から原子炉施設に到達するまでに降下火砕物が冷却されることを考慮すると、火源が発生する自然現象ではない。洪水は、原子炉施設の地形を考慮すると、原子炉施設の安全機能を有する機器に影響を与える可能性がないため、火災が発生するおそれはない。</p> <p>したがって、落雷、地震について、これら現象によって火災が発生しないように、以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。</p> |

（1）落雷対策

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| <p>(1) 落雷による火災の発生防止対策として、建屋等に避雷設備を設置すること。</p> | <p>建屋等に避雷設備を設置する方針としているか。</p> <p>① 建築基準法に基づき、地盤面から高さ20mを超える建物には、日本工業規格（JIS）に準拠した避雷設備を設置する方針とすることを確認。</p> | <p>① 原子炉施設内の構築物、系統及び機器について、落雷による火災の発生防止対策として建屋等に避雷設備を設置していることを確認した。</p> <p>具体的には、地盤面から高さ20mを超える建築物には、建築基準法に基づき「JISA4201 建築物等の避雷設備（避雷針）」に準拠した避雷設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>【避雷設備設置箇所】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納施設 ・タービン建屋 ・原子炉補助建屋 ・油計量タンク ・特高開閉所 ・重油タンク |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|--|---|
| | <p>② 送電線については、故障回路を早期に遮断する設計としているか。(⇒「2.1.1(6).過電流対策」を参照。)</p> <p>③ 補足説明資料において、避雷設備の設置箇所を示しているか。</p> | <p>② 送電線については、「2.1.1(6) 過電流による過熱防止対策」に示すとおり、故障回路を早期に遮断する設計とすることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料において、避雷設備設置対象建屋等が示されている。</p> |

(2) 地震対策

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|---|
| <p>(2) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止すること。なお、耐震設計については実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 (原規技発第 1306193 号 (平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定)) に従うこと。</p> | <p>機器等について、地震による火災の発生を防止する方針としているか。また、耐震クラスの低い機器の損傷に伴う波及的影響についても対策が講じられているか。</p> <p>① 機器等は、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する方針としていることを確認。(第4条(地震による損壊の防止)の耐震設計上の重要度分類に従った耐震設計)</p> <p>② 耐震設計については実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 (原規技発第 1306193 号 (平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定)) に従う方針とすることを確認。</p> | <p>① 安全機能を有する機器等を十分な支持性能をもつ地盤に設置し、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止することを確認した。</p> <p>② 設計に当たっては、設置許可基準規則解釈に従って設計することを確認した。</p> |

2. 2. 火災の感知及び消火に係る設計方針

2. 2. 1. 火災感知設備及び消火設備

(1) 火災感知設備

① 環境条件等の考慮

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>2.2 火災の感知、消火</p> <p>2.2.1 火災感知設備及び消火設備は、以下の各号に掲げるように、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行える設計であること。</p> <p>(1) 火災感知設備</p> <p>①各火災区域における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や予想される火災の性質を考慮して型式を選定し、早期に火災を感知できる場所に設置すること。</p> | <p>火災感知器は、各火災区域の環境条件等を考慮して型式を選定し、早期に火災を感知できる場所へ設置する設計方針としているか。</p> <p>① 火災感知器は、火災区域又は火災区画における環境条件や想定される火災の性質を考慮して設置することを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、感知器について①を踏まえた型式が網羅的に整理されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 型式毎の作動原理、特徴、適用箇所等に整理 ・ 各火災区域/区画に応じた火災感知器の選定及びその理由 ・ 感知器の設置場所は、早期に火災を感知できる場所であること（配置図等を示すこと。） <p>③ 火災感知器を設置しない場合には、発火源がなく可燃物を置かない運用するなど技術的根拠を確認。</p> | <p>① 火災感知器は、火災区域又は火災区画における環境条件や想定される火災の性質を考慮して設置することを確認した。</p> <p>環境条件としては、放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等があり、想定される火災の性質を考慮して設置する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、火災感知器の型式毎の特徴及び適用箇所が整理され示されている。その上で、設置対象エリアを類型化し設置する火災感知器の考え方及び設置場所が示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料4＞</p> <p>添付資料1 火災感知器の配置図</p> <p>添付資料2 防爆型電気機器の使用</p> <p>添付資料3 原子炉格納容器内に設置する火災感知器について</p> <p>添付資料4 光ファイバーケーブルを利用した感知器の設計仕様について</p> <p>③ 発火源がなく可燃物を置かない運用とする火災区域又は火災区画には、火災感知器を設置しないことを確認した。</p> <p>燃料取替用水ピットエリア及び復水ピットエリア金属に覆われておりピット内可燃物を置かず発火源がない設計とすることから、火災が発生するおそれはなく、火災感知器を置かない設計とすることを確認した。</p> |

② 固有の信号を発する異なる火災感知器の設置等

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>②火災を早期に感知できるよう固有の信号を発する異なる種類の感知器又は同等の機能を有する機器を組合せて設置すること。また、その設置にあたっては、感知器等の誤作動を防止するための方策を講じること。</p> <p>（参考）</p> <p>(1) 火災感知設備について 早期に火災を感知し、かつ、誤作動（火災でないにもかかわらず火災信号を発すること）を防止するための方策がとられていること。</p> <p>（早期に火災を感知するための方策）</p> <ul style="list-style-type: none"> 固有の信号を発する異なる種類の感知器としては、例えば、煙感知器と炎感知器のような組み合わせとなっていること。 感知器の設置場所を1つずつ特定することにより火災の発生場所を特定することができる受信機を用いられていること。 <p>（誤作動を防止するための方策）</p> <ul style="list-style-type: none"> 平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができるアナログ式の感知器を用いられていること。 <p>感知器取付面の位置が高いこと等から点検が困難になるおそれがある場合は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検を行うことができる感知</p> | <p>（1）早期に火災を感知するための方策 早期検知の観点から、異なる種類の感知器等を組合せて設置する設計方針としているか。</p> <p>① 異なる測定原理を組み合わせることで早期検知が可能となるように、異なる種類の感知器を組合せて設置する設計方針としているか。（基本的に、熱感知器と煙感知器の組み合わせることで、有炎火災（炎はでるが煙が少ない火災）と無炎火災（炎が出ず煙の多く出る火災）の両方に対応。）</p> <p>② 感知器の識別が可能ないように、固有の信号を発する感知器を設置するとともに、感知器の設置場所を1つずつ特定することにより火災の発生場所を特定することができる受信機を用いているか。</p> | <p>① 早期に火災を感知するため、煙感知器、熱感知器及び炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせることを確認する。</p> <p>火災感知設備の火災感知器は、「(1)①火災感知器の環境条件等の考慮」の環境条件等や火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の安全機能を有する機器の種類に応じて予想される火災の性質を考慮し、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、アナログ式ではないが、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため、煙や熱が感知器に到達する時間遅れがなく、火災の早期感知に優位性がある炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせることを確認した。</p> <p>② 火災の発生場所を特定することができるものとすることを確認した。</p> <p>中央制御室に設置する火災受信機盤で、アナログ式の火災感知器、アナログ式でない火災感知器、アナログ式でない防爆型の火災感知器の以下の作動状況に応じて常時監視する設計とすることを確認した。</p> <p>(1) 作動したアナログ式の火災感知器を1つずつ特定することで、火災の発生場所を特定する機能</p> <p>(2) 作動したアナログ式でない火災感知器を1つずつ特定することで、火災の発生場所を特定する機能</p> <p>(3) 作動したアナログ式でない防爆型の火災感知器を1つずつ特定することで、火災の発生場所を特定する機能</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| <p>器が用いられていること。</p> <p>炎感知器又は熱感知器に代えて、赤外線感知機能等を備えた監視カメラシステムを用いても差し支えない。この場合、死角となる場所がないように当該システムが適切に設置されていること。</p> | <p>（2）アナログ式の感知器の場合</p> <p>誤動作防止の観点から、平常時からの変化を把握できるアナログ式の感知器を使用する方針としているか。</p> <p>① 平常時の状況（温度、煙の濃度など）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇など）を把握することにより、火災現象と誤作動の判別が行いやすいアナログ式の感知器を使用する方針とすることを確認。</p> <p>② 消防法施行規則等に基づく火災感知設備の点検の方針（点検の内容、点検周期など）を確認。感知器取付面の位置が高いこと等から点検が困難になるおそれがある場合は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検を行うことができる感知器を用いることを確認。</p> <p>③ 赤外線感知機能等を備えた監視カメラシステムを用いる場合、火災区域/区画の死角となる場所がないように当該システムを適切に設置することを確認。</p> | <p>① 感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、急激な温度上昇や煙の濃度上昇を把握することができる「アナログ式の火災感知器」を使用することを確認した。</p> <p>② 火災感知器は、以下のとおり点検を行うことができる感知器を採用することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アナログ型の火災感知器を含めた火災感知器は、機能に異常がないことを確認するため、定期的に自動試験を実施。 ・ 自動試験のない火災感知器は、機能に異常がないことを確認するために、煙等の火災を模擬した試験を定期的実施。 <p>③ 赤外線感知機能等を備えた監視カメラシステムを用いない。</p> |
| | <p>（3）非アナログ式の感知器の場合</p> <p>アナログ式の感知器を使用するより非アナログ式の感知器を使用する方が適した火災区域又は火災区画の理由は妥当であるか。</p> <p>① アナログ式の火災感知器を使用しない場合は、環境条件からアナログ式の感知器の使用が困難である等の理由を確認。</p> | <p>① ただし、一部の火災区域又は火災区画の火災感知器については、火災防護基準が求める「アナログ式の火災感知器」を設置すると、誤作動しやすくなるなど火災感知器として有効に機能しない場合がある。そのため、そのような火災区域又は火災区画には、環境を考慮し、以下の①や②の火災感知器を設置することにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。</p> <p>1. 「アナログ式の火災感知器」は放射線による故障が生じる可能性があるため、比較的線量が高い火災区域又は火災区画には設置せず、「アナログ式でない熱感知器」を設置する。</p> <p>2. 「非アナログ式である炎感知器（赤外線方式）」は、屋内に設置する場合は、外光が当たらず高温物体が近傍にない箇所に設置し、屋外に設置する場合は、視野角への影響を考慮した太陽光の影響を防ぐ遮光板を設置すること及び防水型とする。「アナログ式の火災感知器」は、燃料の気化により誤作動する可能性があるため、タンク内部の燃料が気化するおそれのある火災区域又は火災</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|-------------|---|
| | | <p>区画には設置せず、「アナログ式でない防爆型の熱感知器」と「アナログ式でない防爆型の炎感知器」を設置する。また、前者はタンク内部の温度を有意に変動させる加熱源等を設置しないことにより、後者は外光が当たらないタンク内に設置することにより誤作動を防止する。</p> <p>炎感知器はアナログ式ではないが、炎特有の性質を検出する赤外線方式を採用して誤作動を少なくするとともに、屋内に設置する場合は、外光が当たらず高温物体が近傍にない箇所に設置し、屋外に設置する場合は、視野角への影響を考慮した太陽光の影響を防ぐ遮光板を設置することや防水型とすることで、その誤作動を防止する。</p> <p>発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させない火災区域又は火災区画には、火災感知器を設置しない。</p> <p>屋外エリアは、火災による煙は周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は困難であることから、アナログ式の熱感知器と非アナログ式の炎感知器を選定する。</p> <p>放射線量が高い場所は、アナログ式の火災感知器の放射線の影響による故障が想定される。このため、火災感知器の故障を防止する観点から、非アナログ式の火災感知器を選定する。</p> <p>発火性又は引火性の雰囲気を形成するおそれのある場所は、火災感知器作動時の着火を防止するため、アナログ式でない防爆型の火災感知器を選定する。</p> <p>上記方針に従い、既設プラントであることを踏まえて、以下のとおり非アナログ式の火災感知器を設置する火災区域又は火災区画が示されており、当該感知器を採用する理由が具体的に示されていること確認した。</p> <p>(a) 原子炉格納容器</p> <p>原子炉格納容器には、アナログ式の煙感知器及びアナログ式の熱感知器を設置する設計とする。ただし、比較的線量の高い原子炉格納容器ループ室及び加圧器室の熱感知器は、放射線による火災感知器の故障を防止するため、アナログ式でないものとする。アナログ式でない熱感知器は、原子炉格納容器内の通常時の温度（約65℃以下）より高い温度で作動するものを選定することで、誤作動を防止する設計とする。なお、水素が発生するような事故を考慮して、アナログ式でない火災感知器は、念のため防爆型とする。</p> <p>(b) 海水管トンネルエリア</p> <p>海水管トンネルエリアは、アナログ式の煙感知器と熱を感知できる光ファイバーケーブルを設置する設計とする。熱を感知できる光ファイバーケーブルは、海水管トンネル内の温度を有意に変動させる加熱源等を設置しないことで、誤作動を防止する設計とする。</p> <p>(c) 燃料油貯蔵タンクエリア</p> <p>燃料油貯蔵タンク及び重油タンクエリアは、タンク内部の燃料が気化することを考慮し、非アナログ式の防爆型の熱感知器と非アナログ式の防爆型の炎感知器を設置する設計とする。</p> <p>(d) 固体廃棄物貯蔵庫</p> <p>固体廃棄物貯蔵庫には、アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器を設置する設計とする。ただし、比較的線量の高いB-廃棄物庫のドラム缶貯蔵エリアの火災感知器は、放射線による火災感知器の故障を防止するため、非アナログ式の熱感知器を設置する。</p> <p>補足説明資料において、奥行きが長い廊下であることを踏まえて海水管トンネルの火災感知範</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|--|--|
| | <p>② 代替の感知器により誤動作防止の観点から必要な感知性能を確保することを確認。</p> | <p>罫や火災感知器の設置概要図等が示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料4＞</p> <p>補足説明資料において、非アナログ式の防爆型について、接点構造を持たないなどガスまたは蒸気に点火しない構造であることが示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料4 添付資料3＞</p> <p>② 同上</p> |

③ 電源の確保

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>③外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保する設計であること。</p> | <p>外部電源喪失時にも機能を失わないよう、電源を確保する設計方針としているか。</p> <p>① 外部電源喪失時においても機能を失わないよう、非常用電源からの受電を可能とするとともに、専用の蓄電池（非常用蓄電池（設置許可基準規則第14条対応）等）を設置し、電源を確保する設計とすることを確認。</p> <p>② ①の専用の蓄電池の容量については、外部電源喪失時から非常用電源から電力が供給されるまでの間、火災の感知が可能であることが示されているか。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 蓄電池の容量（給電時間）及び設定根拠を示すこと。（消防法施行規則では70分間の電源供給を要求している。） | <p>① 外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるよう蓄電池を設置することを確認した。火災区域又は火災区画の火災感知設備に供給する電源は、ディーゼル発電機が接続されている非常用電源より供給する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、原子炉の安全停止に必要な機器等が設置される火災区域又は火災区画の火災感知設備の受信機は、外部電源喪失が発生した場合においても火災の感知が可能となるように、蓄電池を内蔵し60分間（消防法施行規則第24条で要求している蓄電池容量）電源供給が可能容量とすることが示されている。</p> <p>また、原子炉の安全停上に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備については、非常用電源からの受電も可能とすることが示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料4＞</p> |

④ 原子炉制御室での監視

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---------------------------------|--|---|
| <p>④中央制御室等で適切に監視できる設計であること。</p> | <p>火災感知設備の受信設備は、原子炉制御室で常時監視できる設計とする方針としているか。</p> <p>① 火災感知設備の受信設備は、原子炉制御室に設置し、常時監視できる設計とすることを確認。</p> | <p>① 火災感知設備の作動状況が中央制御室で監視できることを確認した。</p> <p>具体的には、火災感知設備の火災受信機盤は中央制御室に設置し、火災感知設備の作動状況を常時監視できる設計とする。</p> |

（2）消火設備

① 煙の充満による消火困難な区域（原子炉の安全停止）

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>(2) 消火設備</p> <p>①原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域または火災区画であって、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置すること。</p> <p>（参考）</p> <p>①-1 手動操作による固定式消火設備を設置する場合は、早期に消火設備の起動が可能となるよう中央制御室から消火設備を起動できるように設計されていること。</p> <p>上記の対策を講じた上で、中央制御室以外の火災区域又は火災区画に消火設備の起動装置を設置することは差し支えない。</p> <p>①-2 自動消火設備にはスプリンクラー設備、水噴霧消火設備及びガス系消火設備（自動起動の場合に限る。）があり、手動操作による固定式消火設備には、ガス系消火設備等がある。中央制御室のように常時人がいる場所には、ハロン1301を除きガス系消火設備が設けられていないことを確認すること。</p> | <p>設置が想定される消火設備について、網羅的に整理されているか。</p> <p>① 候補となる消火設備の仕様、特徴、適用箇所等が示されているか。</p> <p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域等を特定し、自動消火設備等を設置する設計方針としているか。</p> <p>① 原子炉の安全停止に必要な機器等が設置される火災区域または火災区画について、火災時に煙の充満等により消火活動が困難となるケーブルが設置された火災区域等を特定していることを確認。</p> <p>② 火災時に煙の充満等により消火活動が困難となるところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とすることを確認。</p> | <p>① 補足説明資料において、消火設備の使用、特徴、について示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料5＞</p> <p>また、ハロン消火設備について性能が以下のとおり示されている。</p> <p>添付資料1 ハロン消火設備</p> <p>添付資料3 ハロン消火設備の動作に伴う機器等への影響</p> <p>添付資料4 ハロン消火設備等の消火能力について</p> <p>① 屋内の原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画については、基本的に、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるものとして選定し、このうち、原子炉格納容器内のループ室は、放射線の影響も考慮し消火活動が困難な場所として選定することを確認した。補足説明資料において、消火活動が困難となる考え方及び判断フローが示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料5＞</p> <p>② <u>原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等を設置する火災区域又は火災区画には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、中央制御室からの手動操作が可能な消火設備又は自動消火設備であるスプリンクラーや全域ハロン消火設備等を設置する。</u>ことを確認した。</p> <p>具体的に、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画は、手動操作による固定式消火設備又は自動消火設備であるスプリンクラーを設置し消火を行う設計とする。 ただし、原子炉格納容器内の火災発生時に、スプリンクラーが有効に動作するように配管及びヘッドを配置することはケーブルが密集しているため適さない。また、ガス消火設備を適用する場合は、原子炉格納容器内の自由体積が約7万m³あることから、原子炉格納容器内全体に消火剤を充満させるまで時間を要する。このため、原子炉格納容器の消火設備は、火災発生時の煙の充満による消火活動が困難でない場合には、早期に消火が可能である消防要員による消火を行う設計とする。 |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|--|--|
| | <p>③ 手動操作による固定式消火設備を設置する場合、原子炉制御室から消火設備を起動できるように設計することを確認。</p> | <p>・ 火災発生時の煙の充満及び放射線の影響のため、消防要員による消火活動が困難である場合は、中央制御室からの手動操作が可能であり、原子炉格納容器全域を水滴で覆うことのできる格納容器スプレ設備による手動消火を行う設計とする。</p> <p>③ ②で確認済み。</p> |
| | <p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難にならない場合には、その技術的根拠を示しているか。</p> <p>① 消火活動が困難とはならないとして上記対策を講じない場合、煙の充満が生じない等の技術的根拠を確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ハッチの開口部等を通じて煙の排出が行われる ・ 可燃物が少なく火災規模が限定される等 | <p>① 消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画は、以下のとおり（1）屋外、（2）可燃物の設置状況、（3）運転員が常駐により自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置しないことを確認した。</p> <p>（1）屋外 屋外タンクエリア、重油タンクエリア及び海水ポンプ室は、火災が発生しても煙が大気に放出されることから、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> <p>（2）可燃物の設置状況 以下に示す火災区域又は火災区画は、設備が金属で構成されており可燃物を置かず発火源がない設計とすること、又は可燃物を少なくすることで火災荷重を低く管理することに加えて以下の</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|---|---|
| | <p>② 火災時に煙の充満等により消火活動が困難とはならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備の考え方を確認。</p> | <p>設計とすることから、消火活動が困難とならない場所として選定。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピットエリア ・ 復水ピットエリア ・ 原子炉補機冷却サージタンク室 <p>(3) 運転員が常駐 中央制御室は、常駐する運転員によって、早期の火災感知が可能であり、火災発生時に煙が充満する前に消火可能であることから、消火活動が困難とならない場所として選定。</p> <p>② 火災が発生しても煙が大気に放出され充満するおそれがない火災区域又は火災区画、若しくは、運転員が常駐し高感度煙感知器を設置することにより早期の消火活動が可能である火災区域又は火災区画においては、消火器等で消火することを確認した。</p> <p>①で選定した火災区域又は火災区画に設置する消火設備を以下のとおり確認した。</p> <p>(1) 燃料油貯蔵タンクエリア及び重油タンクエリア 燃料油貯蔵タンク及び重油タンクエリアは、乾燥砂で覆われ地下に埋設されているため、火災の規模は小さい。また、油火災であることを考慮し、消火器で消火を行う設計とする。</p> <p>(2) 海水ポンプ室 海水ポンプ室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(3) 原子炉補機冷却サージタンク室 原子炉補機冷却サージタンク室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(4) 中央制御室 中央制御室には、中央制御室には、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器で消火を行う設計とする。また、中央制御盤内の火災については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器で消火を行う設計とする。</p> <p>補足説明資料において、消火活動が困難でないエリアとして火災荷重が低いこと (等価火災時間) 及び空間が広いことなどを理由としていることが示されている。<補足説明資料:08:まとめ資料 資料5></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|---|---|
| | <p>③ 常時人がいる場所には、ハロン 1301 を除きガス系消火設備を設けないこととしているか。</p> <p>④ 消火設備を設置しない場合は、可燃物がないなどの技術的根拠を確認。</p> | <p>③ 補足説明資料において、人体への影響はないハロン 1301 を採用することが示されている。〈補足説明資料：08：まとめ資料 資料5〉</p> <p>④ 燃料取替用水ピットエリア、復水ピットエリアは金属に覆われており、ピット内は水で満たされていること、燃料取替用水ピットエリアは、可燃物を置かず、発火源がない設計とすることから、火災が発生するおそれがない。したがって、燃料取替用水ピットエリアは、消火設備を設置しない設計とする。</p> |

② 煙の充満による消火困難な区域 (放射性物質貯蔵施設)

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|--|
| <p>②放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器が設置される火災区域であって、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置すること。</p> | <p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域等を特定し、自動消火設備等を設置する設計方針としているか。</p> <p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難にならないとして、上記対策を講じない場合には、その技術的根拠を示しているか。(「①煙の充満による消火困難な区域 (原子炉の安全停止)」と同様。)</p> <p>① 放射性物質貯蔵等の機器等が設置される火災区域または火災区画について、火災時に煙の充満等により消火活動が困難となるケーブルが設置された火災区域等を特定していることを確認。</p> <p>② 火災時に煙の充満等により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とすることを確認。</p> | <p>① 放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域は、基本的に、火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となるものとして選定することを確認した。</p> <p>② 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器を設置する火災区域には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、中央制御室からの手動操作又は自動起動の消火設備により消火することとすることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|--|---|
| | <p>③ 手動操作による固定式消火設備を設置する場合、原子炉制御室から消火設備を起動できるように設計することを確認。</p> | <p>③ ②で確認済み。</p> |
| | <p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難にならない場合には、その技術的根拠を示しているか。</p> <p>① 消火活動が困難とはならないとして上記対策を講じない場合、煙の充満が生じない等の技術的根拠を確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ハッチの開口部等を通じて煙の排出が行われる ・ 可燃物が少なく火災規模が限定される等 | <p>① 放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域のうち、以下の火災区域は、可燃物の設置状況等により消火活動が困難とならない場所として選定することを確認した。</p> <p>(1) 液体廃棄物処理設備エリア 液体廃棄物処理設備を設置する火災区域は、火災が発生し液体放射性物質が流出しても可燃物とはならず床ドレンに回収される。液体廃棄物処理設備エリアのうち、廃棄物貯蔵タンク室、冷却材貯蔵タンク室に設置している火災源になりえる機器は、制御・計装品に限られる。これらは、火災が発生したとしても金属製の筐体等で構成されていることから周囲に拡大せず、煙の発生は抑制されること、並びに可燃物を少なくすることで火災荷重を低く管理することから、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> <p>(2) 使用済燃料ピット及び新燃料貯蔵庫エリア 使用済燃料ピットの側面と底面は金属に覆われており、ピット内は水で満たされ、使用済燃料は火災の影響を受けないこと、また、新燃料貯蔵庫は、側面と底面が金属とコンクリートに覆われており可燃物を置かない設計とすることから、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> <p>(3) 蒸気発生器保管庫 蒸気発生器保管庫の保管エリアには火災源になりえる機器を設置しておらず、入口エリアは入口扉を開放し、屋外からの消火活動が可能であることから、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|---|---|
| | <p>② 火災時に煙の充満等により消火活動が困難とはならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備の考え方を確認。</p> <p>③ 常時人がいる場所には、ハロン 1301 を除きガス系消火設備を設けないこととしているか。</p> | <p>② 可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域においては、消火器等で消火することを確認した。</p> <p>①で選定した火災区域又は火災区画に設置する消火設備を以下のとおり確認した。</p> <p>(1) 液体廃棄物処理設備エリア 液体廃棄物処理設備を設置する火災区域は、手動操作による固定式消火設備及び自動消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(2) 使用済燃料ピット及び新燃料貯蔵庫エリア 使用済燃料ピット及び新燃料貯蔵庫エリアは、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(3) 蒸気発生器保管庫 蒸気発生器保管庫は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>③ 補足説明資料において、人体への影響はないハロン 1301 を採用することが示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料5 添付資料20＞</p> |

③ 消火用水供給系の多重性又は多様性の考慮

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|--|
| <p>③消火用水供給系の水源及び消火ポンプ系は、多重性又は多様性を備えた設計であること。</p> | <p>消火用水供給系の水源及び消火ポンプ系は、多重性又は多様性を確保する設計方針としているか。</p> <p>① 消火用水供給系の水源及び消火ポンプ系の多重性、多様性について、系統概要図等により確認。その際、電源等のサポート系を含めて確認。</p> <p>② 消防法施行規則等に基づく設備仕様（水源や消火ポンプの容量など）の設定根拠を確認。</p> <p>③ 水源等について、号機間で共用を行う場合には、その影響を考慮し十分な水量を確保することを確認。</p> | <p>① 格納容器スプレ設備は、淡水タンク4基を、これらが使用できない場合に燃料取替用水タンク1基を水源とすることを確認した。 格納容器スプレ設備のポンプは、内部スプレポンプ2台を設置し系統の多重性を有する設計とすることを確認した。</p> <p>消火栓、水噴霧消火設備及びスプリンクラー（原子炉補助建屋を除く）への消火用水供給系の水源は、淡水タンクを2基設置し、多重性を有する設計とする。消火用水供給系の消火ポンプは、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び廃棄物貯蔵庫ポンプを設置し、多様性を有する設計とすることを確認した。</p> <p>また、地震等により淡水タンクが使用できない場合に備え、6基の消火水バックアップタンク、2台の消火水バックアップポンプを設置し、多重性を有する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、消防法施行令に基づき設備が設計されることが示されている。</p> <p>③ 号機間で共用しない。</p> |

④ 系統分離に応じた独立性の考慮

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|--|
| <p>④原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置される消火設備は、系統分離に応じた独立性を備えた設計であること。</p> <p>(参考) 「系統分離に応じた独立性」とは、原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器が系統分離を行うため複数の火災区域又は火災区画に分離して設置されている場合に、それらの火災区域又は火災区画に設置された消火設備が、消火ポンプ系(その電源を含む。)等の動的機器の単一故障により、同時に機能を喪失することがないことをいう。</p> | <p>原子炉の安全停止に必要な機器等が設置される火災区域等に設置される消火設備は、系統分離に応じた独立性(選択弁の多重化、必要数量以上のポンベの設置等)を備える設計方針としているか。</p> <p>① 系統分離に応じた独立性として、消火ポンプ系等の動的機器の単一故障により、同時に機能を喪失することがないことを確認。</p> <p>② 動的機器である選択弁等の単一故障を想定した選択弁等の多重化を図ることを確認。</p> <p>③ ガスによる消火する場合、ガス消火設備の容器弁の単一故障を想定した必要ポンベ数の考え方を確認。</p> | <p>① 系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置するハロン消火設備等は、動的機器である弁等の単一故障(単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと(従属要因による多重故障を含む。)をいう。)を仮定しても、同時に消火機能を喪失することがないよう<u>にすることを確認した。</u></p> <p>② 静的機器である消火配管等は、静的機器は24時間以内の単一故障の想定が不要であり、また、基準地震動で損傷しないよう設計するため、多重化しないことを確認した。また、動的機器であるスプリンクラーの予作動弁等の単一故障を想定して選択弁等は多重化する設計とすることを確認した。</p> <p>③ 動的機器であるハロン消火設備の容器弁等の単一故障を想定しても、両系列の火災防護対象機器等の消火設備が機能を失わない設計とすることを確認した。</p> |

⑤ 二次的影響の考慮

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|--|
| <p>⑤ 消火設備は、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線、爆発等による二次的影響が安全機能を有する構築物、系統及び機器に悪影響を及ぼさないように設置すること。</p> | <p>消火設備は、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線、爆発等による二次的影響が安全機能を有する機器等に悪影響を及ぼさないように設置する方針としているか。</p> <p>① 消火設備は、煙、流出流体、断線、爆発等による二次的影響が安全機能を有する機器等に悪影響を及ぼさないように設置することを確認</p> <p>② 消火設備のポンベや制御盤等は、消火対象となる火災区域等とは別のエリアに設置するなどの措置により、火災の影響を受けない設計とすることを確認。</p> <p>③ 消火設備のポンベは、安全弁により過圧を防止し破損や爆発が発生しない設計とすることを確認。</p> | <p>煙等による二次的な影響が、火災が発生していない安全機能を有する構築物、系統及び機器に及ばない設計とすることを確認した。</p> <p>① ハロン消火設備、二酸化炭素消火設備は、電気絶縁性の高いガスを採用することで、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない安全機能を有する構築物、系統及び機器に及ばない設計とすることを確認した。</p> <p>② 消火設備のガスポンベ及び制御盤は、消火対象となる火災区域又は火災区画とは別のエリアに設置することを確認した。</p> <p>③ 火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ポンベに接続する安全弁等によりポンベの過圧を防止する設計とすることを確認した。</p> |

⑥ 想定火災の性質に応じた消火剤の容量

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (伊方) |
|--|--|--|
| <p>⑥ 可燃性物質の性状を踏まえ、想定される火災の性質に応じた十分な容量の消火剤を備えること。</p> | <p>可燃性物質の性状を踏まえ、想定される火災の性質に応じた十分な容量の消火剤を備える設計方針としているか。</p> <p>① 火災区域/区画毎に、消防法施行規則等に基づき可燃性物質の性状により消火剤の容量を設定することを確認。</p> | <p>① 消火設備に必要な消火剤の容量について、水噴霧消火設備は消防法施行規則第16条、二酸化炭素消火設備は同規則第19条、ハロン消火設備は、同規則第20条に基づき設計することを確認した。</p> |

⑦ 移動式消火設備の配備

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>⑦移動式消火設備を配備すること。</p> <p>（参考）</p> <p>移動式消火設備については、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）第83条第5号」を踏まえて設置されていること。</p> | <p>移動式消火設備を配備する方針としているか。</p> <p>① 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則を踏まえ、恒設の消火設備に不具合が発生した場合の代替として多様性の確保の観点から移動式消火設備を配備する方針とすることを確認。</p> <p>（例）</p> <p>化学消防車、小型動力ポンプ付き水槽車など</p> | <p>① 移動式消火設備は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第83条の5に基づき、消火ホース等の資機材を備え付けている化学消防自動車（1台）及び予備の化学消防車（1台）を配備する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、移動式消火設備を配備することが示されている。</p> |

⑧ 消火用水の最大放水量の確保

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>⑧消火剤に水を使用する消火設備は、2時間の最大放水量を確保できる設計であること。</p> <p>（参考）</p> <p>消火設備のための必要水量は、要求される放水時間及び必要圧力での最大流量を基に設計されていること。この最大流量は、要求される固定式消火設備及び手動消火設備の最大流量を合計したものであること。</p> <p>なお、最大放水量の継続時間としての2時間は、米国原子力規制委員会（NRC）が定めるRegulatoryGuide1.189で規定されている値である。</p> <p>上記の条件で設定された防火水槽の必要容量は、RegulatoryGuide1.189では1,136,000リットル（1,136m³）以上としている。</p> <p>※「2時間」の根拠については、米国消防関係（NFPA）の基準や日本の消防関連の基準（耐火建物の耐火時間など）でも一般的に2時間とされている。</p> | <p>消火剤に水を使用する消火設備は、2時間の最大放水量を確保できる設計としているか。</p> <p>① 消火剤に水を使用する場合、必要水量は、要求される放水時間（2時間）及び必要圧力での最大流量を基に手動消火設備及び固定式消火設備（スプリンクラー）の最大流量を合計し、水噴霧消火設備屋内消火栓、屋外消火栓等の消火設備毎に、消防法施行規則等に基づき消火水の容量の算出していることを確認。</p> | <p>① 消火剤に水を使用する消火設備は、以下のとおり2時間の最大放水量を確保できる設計とすることを確認した。</p> <p>また、水消火設備に必要な消火水の容量について、水噴霧消火設備は消防法施行規則第16条、屋内消火栓は、消防法施行令第11条（屋内消火栓設備に関する基準）及び屋外消火栓は消防法施行令第19条（屋外消火栓設備に関する基準）を満足するよう設計することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、消火用水系統図が示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料5 添付資料16＞</p> <p>補足説明資料において、ハロン消火設備の必要量の算出式及び必要容量が示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料6 添付資料4＞</p> |

⑨ 水消火設備への優先供給保

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| <p>⑨消火用水供給系をサービス系または水道水系と共用する場合には、隔離弁等を設置して遮断する等の措置により、消火用水の供給を優先する設計であること。</p> | <p>消火用水供給系をサービス系等と共用する場合には、消火用水の供給を優先する設計方針としているか。</p> <p>① 消火用水供給系をサービス系または水道水系と共用する場合には、隔離弁等を設置して遮断する等の措置により、消火用水の供給を優先する設計とすることを確認。</p> | <p>① 所内用水系と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置等により、消火用水系の供給を優先する設計とすることを確認した。</p> |

⑩ 消火設備の故障警報

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---------------------------------------|---|---|
| <p>⑩消火設備は、故障警報を中央制御室に吹鳴する設計であること。</p> | <p>消火設備は、原子炉制御室に故障警報を吹鳴する設計方針としているか。</p> <p>① 消火設備は、原子炉制御室の制御盤等において、消火設備の故障警報を吹鳴する設計とすることを確認。</p> | <p>① 消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とすることを確認した。</p> |

⑪ 消火設備の電源

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|--|
| <p>⑪消火設備は、外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保する設計であること。</p> | <p>外部電源喪失時にも機能を失わないよう、電源を確保する設計方針としているか。</p> <p>① 外部電源喪失時においても機能を失わないよう、非常用電源からの受電を可能とするとともに、専用の蓄電池（非常用蓄電池（設置許可基準規則第14条対応）等）を設置し、電源を確保する設計とすることを確認。</p> <p>② ①の専用の蓄電池の容量については、外部電源喪失時から非常用電源から電力が供給されるまでの間、機能が維持できるよう十分な容量を確保することを確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 蓄電池の容量（給電時間）及び設定根拠を示すこと。（消防法施行規則では70分間の電源供給を要求している。） | <p>① 作動に電源が必要な消火設備は、外部電源喪失時においても消火が可能となるように、蓄電池を有したものとすることを確認した。</p> <p>ただし、消火水ポンプ及び格納容器スプレ設備は、外部電源喪失時においても消火が可能となるように、非常用電源から受電する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、原子炉の安全停止に必要な機器等が設置される火災区域又は火災区画の火災感知設備の受信機は、外部電源喪失が発生した場合においても火災の感知が可能となるように、蓄電池を内蔵し70分間（消防法施行規則第24条で要求している蓄電池容量）電源供給が可能となる容量とすることが示されている。</p> <p>また、原子炉の安全停止に必要な機器等が設置される火災区域又は火災区画の消火設備に供給する電源は、ディーゼル発電機が接続されている非常用電源より供給する設計とすることが示されている。</p> |

⑫ 消火栓の配置

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>⑫消火栓は、全ての火災区域の消火活動に対処できるように配置すること。</p> | <p>消火栓は、全ての火災区域の消火活動に対処できるよう配置する設計方針としているか。</p> <p>① 消防法施行令に準拠し、消火栓から一定の範囲での消火活動を考慮して消火栓を配置していることを確認。</p> | <p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火栓は、消防法施行令第11条（屋内消火栓設備に関する基準）及び第19条（屋外消火栓設備に関する基準）に準拠し、屋内は消火栓から半径25mの範囲、屋外は消火栓から半径40mの範囲における消火活動を考慮した設計とすることを確認した。</p> |

⑬ 固定式ガス消火設備の退出警報

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|---|
| <p>⑬固定式のガス系消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を吹鳴させる設計であること。</p> | <p>固定式のガス系消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を吹鳴させる設計方針としているか。</p> <p>① ガス系の消火設備を用いる場合、消防法に基づき、音響警報の吹鳴後、放出までに退出時間が確保できるよう遅延装置を設置することを確認。</p> <p>② 入室中に消火設備が自動起動しないよう入室管理を行うことが示されているか。 （例） 鍵管理や入室時の手動・自動スイッチの切替えなど</p> | <p>① 固定式ガス消火設備として設置する二酸化炭素消火設備、ハロン消火設備等は、動作前に職員等の退出ができるように警報を発する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、放出される二酸化炭素は人体に影響を与えることから、動作前に職員等の退避ができるように、警報を吹鳴させる設計とすることが示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料5 添付資料9＞</p> |

⑭ 管理区域内からの放出消火剤の流出防止

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>⑭管理区域内で消火設備から消火剤が放出された場合に、放射性物質を含むおそれのある排水が管理区域外へ流出することを防止する設計であること。</p> | <p>管理区域内で消火設備から消火剤が放出された場合に、放射性物質を含むおそれのある排水が管理区域外へ流出することを防止する設計方針としているか。</p> <p>① 管理区域内で消火設備から消火剤が放出された場合、具体的な流出防止方法を確認。 （例）各フロアの目皿や配管により回収して、液体廃棄物処理システムにより処理</p> | <p>① 管理区域内で放出した消火水は、放射性物質を含むおそれがある場合には、管理区域外への流出を防止するため、各フロアの目皿や配管により排水及び回収し、液体廃棄物処理設備で処理する設計とすることを確認した。</p> |

⑮ 消火用の照明器具

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|--|
| <p>⑮電源を内蔵した消火設備の操作等に必要な照明器具を、必要な火災区域及びその出入通路に設置すること。</p> | <p>消火設備の操作等に必要な照明器具は、電源を内蔵し必要な火災区域及びその出入通路に設置する方針としているか。</p> <p>① 消火栓や消火設備の現場盤等の操作等が必要となる設置場所や設置場所への経路等に照明器具が必要な範囲を網羅的に抽出されているか。</p> <p>② 照明器具の蓄電池等の容量について、現場への移動時間や消火活動に要する時間を考慮して設定することを確認。</p> | <p>① 補足説明資料において、消火設備用照明及び消火栓及び消火設備の現場盤付近に照明器具が設置されることが配置図にて示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料5 添付資料18＞</p> <p>② 建屋内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所への経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計とすることを確認した。</p> |

2. 2. 2. 自然現象
(1) 凍結防止対策

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|---|
| <p>2.2.2 火災感知設備及び消火設備は、以下の各号に示すように、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持される設計であること。</p> <p>(1) 凍結するおそれがある消火設備は、凍結防止対策を講じた設計であること。</p> | <p>使用する環境条件が網羅的に抽出されているか。</p> <p>① 設置許可基準規則第6条に基づき想定される外部事象を踏まえ、感知設備及び消火設備が考慮すべき環境条件を選定していることが示されているか。</p> | <p>① 消火設備及び火災感知設備について、凍結、風水害及び地震時における地盤変位を以下のとおり考慮している。</p> <p>補足説明資料において、発電用原子炉施設に想定される自然現象は、落雷、地震、津波、火山、森林火災、竜巻、風(台風)、凍結、降水、積雪、生物学的事象、地滑り、洪水及び高潮である。火災防護設備がこれらの自然事象の影響により、機能、性能を阻害された場合には、基本的には設備の予備等を用いて早期の取替復旧を行うこととするが、必要に応じて火災監視員の配置や、代替消火設備の配備等を行い、必要な性能を維持することとすることが示されている。</p> <p>これらの自然現象のうち、感知設備及び消火設備が考慮すべき環境条件として凍結、風水害及び地震を選定し対策を講じることとすることが示されている。</p> |
| | <p>凍結するおそれがある消火設備及び火災感知器は、凍結防止対策を講じた設計としているか。</p> <p>① 設備を構成する水源、配管、ポンプ、消火栓等を含む、火災感知器及び消火設備の全体について、設計上考慮する外気温度の設定根拠を確認した上で、凍結防止対策を講じていることを確認。</p> <p>② 設備対応を行う場合、その技術的な内容を確認。 (例) 不凍式消火栓の設置、ヒーターの設置、低温で使用可能な火災感知設備の設置</p> <p>③ 運用により担保する場合、規程化の宣言含む運用の方針を確認。 (例) 外気温度を監視し、一定温度に低下した場合には、消火栓及び消火配管のブロー弁を微開にする</p> | <p>① 外気温が0℃まで低下した場合、凍結を防止するために、屋外の消火栓を微開し通水する運用とする設計とする。また、屋外の火災感知設備は-10℃の環境下でも使用可能なものとすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、発電所において考慮している最低気温-8.8℃に対して-10℃まで気温が低下しても使用可能な火災感知設備を設置することが示されている。</p> <p>② 設備対応は行わない。</p> <p>③ 屋外消火配管の凍結防止対策の対応として、外気温度が0℃まで低下した場合は、屋外の消火設備の凍結を防止するために屋外消火栓を微開し、通水する手順を整備し、操作を行うことを確認した。</p> |

（2）風水害対策

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>(2) 風水害に対して消火設備の性能が著しく阻害されない設計であること。</p> <p>（参考） (2) 消火設備を構成するポンプ等の機器が水没等で機能しなくなることはないよう、設計に当たっては配置が考慮されていること。</p> | <p>配置等の考慮により、風水害に対して消火設備の性能が著しく阻害されない設計としているか。</p> <p>① 消火設備を構成するポンプ等の機器が水没等で機能しなくなることはないよう、配置を考慮することを確認。 （例）影響を受けにくい屋内に配置する。防水処置を講じた筐体内に格納し架台上に配置する。</p> <p>② 屋外の火災感知器等、性能の維持が困難な場合には、風水害を受けた場合、予備品により早期の取替を行う等の措置を講じる方針とすることを確認。</p> | <p>① 屋外における消火設備の制御盤、ポンベ等には浸水防止対策を講じることを確認した。 具体的には、ディーゼル消火ポンプ、電動消火ポンプ、廃棄物庫消火ポンプ、消火水バックアップポンプ及びスプリンクラー等の消火設備は、風水害により性能が阻害されないよう、流れ込む水の影響を受けにくい屋内に設置する設計とすることを確認した。また、屋外に消火設備を設置する場合は、風水害により性能が阻害されないよう、制御盤、ポンベ等の浸水防止対策を講じる設計とすることを確認した。</p> <p>② また、屋外の火災感知設備は、風水害の影響を受けた場合にも、早期に取替えを行うことにより当該機器の機能及び性能の維持ができる運用とすることを確認した。</p> |

（3）地震対策

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|--|
| <p>(3) 消火配管は、地震時における地盤変位対策を考慮した設計であること。</p> <p>（参考） 火災防護対象機器等が設置される火災区画には、耐震B・Cクラスの機器が設置されている場合が考えられる。これらの機器が基準地震動により損傷しSクラス機器である原子炉の火災防護対象機器の機能を失わせることがないことが要求される場所であるが、その際、耐震B・Cクラス機器に基準地震動による損傷に伴う火災が発生した場合においても、火災防護対象機器等の機能が維持されることについて確認されていなければならない。</p> | <p>消火配管は、地震時における地盤変位対策を考慮した設計としているか。</p> <p>① 地盤変位対策として、屋外の消火配管については、建屋接続部でのフレキシブル配管等可動性のある配管の採用、地上化又はトレンチ内に設置する等の対策を講じる設計とすることを確認。</p> | <p>① 地盤変位による影響を直接受けないように消火配管の建屋接続部に溶接継手を採用する。消火配管を地上又はトレンチ内に設置する。消火配管接続口を建屋の外部に設置することを確認した。また、建屋外部から建屋内部の消火栓に給水することが可能な給水接続口を建屋に設置する設計とする。</p> <p>補足説明資料において、消火水配管は、地震時における地盤変位対策として、建屋接続部には機械式継手ではなく溶接継手を採用し、地盤変位の影響を直接受けないよう、地上化又はトレンチ内に設置する設計とすること、また、安全機能を有する建屋外部から建屋内の消火栓に給水することが可能な給水接続口を建屋に設置する設計とすることが示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料5＞</p> |
| | <p>火災感知設備及び消火設備の耐震クラスを適切に設定しているか。</p> <p>① 火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する機器等の耐震クラスに応じて設置することを確認。</p> <p>② 耐震B、Cクラスの機器が基準地震動により火災が発生した場合、当該機器によりSクラス機器である火災防護対象機器の安全機能が損なうことがないことを確認。</p> | <p>① 火災感知設備及び消火設備を、安全機能を有する機器等の耐震クラスに応じて火災区域及び火災区画に設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、消火設備の具体的な耐震性について示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料5 添付資料2＞</p> <p>② 耐震B、Cクラス機器に基準地震動による損傷に伴う火災が発生した場合においても火災防護対象機器等の機能及び性能の維持ができるものとすることを確認した。</p> |

2. 2. 3. 消火設備の誤作動又は誤動作

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|---|
| <p>2. 2. 3 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、消火設備の破損、誤動作又は誤操作によって、安全機能を失わない設計であること。また、消火設備の破損、誤動作又は誤操作による溢水の安全機能への影響について「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」により確認すること。</p> <p>（参考） 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドでは、発生要因別に分類した以下の溢水を想定することとしている。</p> <p>a. 想定する機器の破損等によって生じる漏水による溢水</p> <p>b. 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水</p> <p>c. 地震に起因する機器の破損等により生じる漏水による溢水 このうち、b. に含まれる火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水として、以下が想定されていること。</p> <p>①火災感知により自動作動するスプリンクラーからの放水 ②建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水 ③原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水</p> | <p>消火設備の破損、誤作動等によって、消火剤が放出されても電気及び機器設備に影響を与えないように消火設備が選定されているか。</p> <p>① ガス消火設備の消火剤の種類は、安全機能への影響を考慮して選定していることを確認。</p> <p>② 非常用ディーゼル発電機は、二酸化炭素消火設備からの二酸化炭素の放出の影響を考慮しても機能を喪失しないよう、外気より給気を取り入れる設計とすることを確認。</p> <p>消火設備の破損、誤動作等による溢水の安全機能への影響について「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」により確認しているか。</p> <p>① （設置許可基準規則第9条「内部溢水」への適合性において確認する。）</p> | <p>消火設備の放水による溢水に対して、安全機能を有する機器等の安全機能が損なわれないよう設計している。</p> <p>スプリンクラーは破損、単一の誤動作又は誤操作で誤放水しない設計とすることを確認した。</p> <p>また、水以外を用いる消火設備として、二酸化炭素、ハロゲン化物消火剤及び炭酸水素カリウム等を用いることとしているが、二酸化炭素不活性であること並びにハロゲン化物消火剤及び炭酸水素カリウム等のエアロゾルは電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから消火設備の破損、誤動作又は誤操作により消火剤が放出されても、電気及び機械設備に影響を与えないとしていることを確認した。</p> <p>① 二酸化炭素は不活性であること並びにハロゲン化物消火剤及び炭酸水素カリウム等のエアロゾルは電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、設備の破損、誤動作又は誤操作により消火剤が放出されても電気及び機械設備に影響を与えないよう、火災区域又は火災区画に設置するガス系消火設備には、二酸化炭素、ハロゲン化物消火剤、炭酸水素カリウム等のエアロゾルを放出する消火設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>② ディーゼル発電機は、ディーゼル発電機室に設置する二酸化炭素消火設備の破損、誤動作又は誤操作で放出される二酸化炭素による窒息を考慮しても機能が喪失しないよう、外気より給気を取り入れる設計とすることを確認した。</p> <p>① 溢水に対する防護設計については、「Ⅲ-7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」において記載することを確認した。 消火設備の放水等による溢水は、「1.6 溢水防護に関する基本方針」に基づき、安全機能へ影響がないことを確認する設計とすることを確認した。</p> |

2. 3. 火災の影響軽減に係る設計方針

2. 3. 1. 火災の影響軽減対策

(1) 耐火壁等による分離（原子炉の安定停止機能）

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|---|
| <p>2.3 火災の影響軽減</p> <p>2.3.1 安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対し、以下の各号に掲げる火災の影響軽減のための対策を講じた設計であること。</p> <p>(1) 原子炉の高温停止及び低温停止に係わる安全機能を有する構物、系統及び機器を設置する火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離すること。</p> <p>(参考)</p> <p>(1) 耐火壁の設計の妥当性が、火災耐久試験によって確認されていること。</p> | <p>原子炉の安全停止に係わる安全機能を有する機器等を設置する火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離する設計方針としているか。</p> <p>① 耐火壁は、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力（耐火に必要なコンクリート壁厚）を有することを確認していることを確認。</p> <p>② 耐火壁以外に貫通部シール、防火扉、防火ダンパ等を使用する場合は、同様に火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認していることを確認。</p> <p>③ 火災区域の目皿は、他の火災区域（区画）からの煙の流入防止を図る設計とすることを確認。</p> | <p>確認結果（大飯3・4号炉）</p> <p>① 原子炉を安全に停止するための安全機能を有する機器等を設置している屋内の火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する壁、貫通部シール、防火扉及び防火ダンパで分離するとしていることを確認した。</p> <p>② ①にて確認済み。</p> <p>③ 補足説明資料において、排水用の目皿に対して煙流入防止する措置を行うことが概要図とともに示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料6 添付資料2＞</p> |

（2）系統分離（原子炉の安定停止機能）

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|---|
| <p>(2) 原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために、火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計であること。具体的には、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルが次に掲げるいずれかの要件を満たしていること。</p> <p>a. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること。</p> <p>b. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間の水平距離が6m以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。この場合、水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。</p> <p>c. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。</p> <p>（参考） (2)-1 隔壁等の設計の妥当性が、火災耐久試験によって確認されていること。 (2)-2 系統分離を b. (6m 離隔+火災感知・自動消火) または c. (1 時間の耐火能力を有する隔壁等+火災感知・自動消火) に示す方法により行う場合には、各々の方法により得られる火災防護上の効果が、a. (3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等) に示す方法によって得られる効果と同等であ</p> | <p>(1) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの抽出</p> <p>① 原子炉の安全停止に係わる安全機能を有する機器等から、火災による機能喪失又は誤動作により、原子炉の安全停止を阻害する可能性のある機器等を火災防護対象機器（駆動又は制御するケーブル（電気盤や制御盤を含む）を含む）として抽出することを確認。</p> <p>(2) 影響軽減対策 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために、火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計方針としているか。</p> <p>① 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの系統分離策については、次に掲げるいずれかの要件を満たすことを確認。</p> <p>a. 「3時間耐火隔壁等」による分離 b. 「水平距離6m以上+火災感知設備+自動消火設備」による系統分離 c. 「1時間耐火隔壁等+火災感知設備+自動消火設備」による系統分離</p> <p>(3) 耐火隔壁等</p> <p>① 火災防護対象機器等が設置される環境条件を想定した火災耐久試験により確認されている耐火</p> | <p>① 原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な機能を確保するために必要な機器（以下「火災防護対象機器」という。）及び火災防護対象機器を駆動若しくは制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。これらを総称して「火災防護対象機器等」とする。）を抽出することを確認した。 補足説明資料において、「原子炉の安全停止に必要な機器」から選定する考え方が示されている。<補足説明資料：08：まとめ資料 資料6></p> <p>① 火災防護対象機器等を防護するため、同機器等の相互の系統分離及びこれらに関連する火災防護対象ケーブル以外のケーブルとの系統分離を行うとしている。 火災が発生しても、原子炉を安全停止するためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、成功パスを、手動操作に期待してでも、少なくとも1つ確保するよう系統分離対策を講じる必要がある。 系統分離に当たっては、火災区画内及び隣接火災区画間の延焼を防止するため、以下のいずれかに該当する設計とするとしていることを確認した。 補足説明資料において、火災区域又は火災区画毎における影響軽減対策が示されている。<補足説明資料：08：まとめ資料 資料6></p> <p>1. 3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離 互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁等により分離された火災区域又は火災区画に設置する。</p> <p>2. 水平距離6m以上の離隔等による系統分離 互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、互いの系統間の水平距離を6m以上とし、その間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かないこと、かつ、当該火災区域又は火災区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。</p> <p>3. 1時間の耐火能力を有する隔壁等による系統分離 互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、1時間の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、当該火災区域又は火災区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。 補足説明資料において、系統分離のための耐火隔壁について耐火能力及び施工方針が示されている。<補足説明資料：08：まとめ資料 資料6 添付資料1></p> <p>① 原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する屋内の火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である150mm以上の壁厚を有するコンク</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|----------------------|--|---|
| <p>ることが示されていること。</p> | <p>壁を採用すること確認。</p> <p>② ①の施工方法が妥当であることを、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参照し、高温ガス、火炎・プルーム、輻射の観点から火災の影響を評価し、系統間で火災の影響が及ばないことが示されているか。</p> <p>③ 耐火被覆や断熱材等を使用する場合、損傷、脱落や経年劣化の観点から、耐久性が評価されているか。 (例) 耐火隔壁等には、遮熱性や遮炎性に加え、非損傷性も要求され、例えばシリカクロスでは使用範囲は限定される。</p> <p>④ ケーブルトレイを耐火隔壁等で被覆することにより、放熱が阻害されケーブルの安全機能の低下や被覆されたケーブルトレイ内の火災時に消火ができない等の影響を確認。</p> <p>(4) 上記の要件の適用が困難な火災区域/火災区画系統分離設計を行うことを前提に、実証試験、要員による確実な早期消火等の対応策を総合的に勘案した上で、同等の効果が得られているか。</p> | <p>リート壁又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）によって、他の火災区域又は火災区画から分離する設計とすることを確認した。 火災区域の目皿には、他の火災区域又は火災区画からの煙の流入防止を目的として、煙等流入防止装置を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、3時間耐火壁及び隔壁等の耐久試験について示されている。また、コンクリート壁の耐火性を示す海外規格として、米国のNFPAハンドブックがあり、3時間耐火に必要な壁の厚さは140～150mmと読み取れることが示されている<補足説明資料：08：まとめ資料 資料6添付資料1></p> <p>③ 補足説明資料において、発泡性耐火被覆及び耐火ボンドは、経年的に性能が変化するものではないが、主な組成が樹脂系の成分であるため、高温による樹脂の熱分解が考えられる。このため、高温環境下において耐火被覆及び耐火ボンドの各々の性能に有意な影響を及ぼさないことを確認していることが示されている。<補足説明資料：08：まとめ資料 資料6添付資料1></p> <p>④ 補足説明資料においてケーブルトレイ消火設備は、電気絶縁性が高い消火剤を採用するとともに、ケーブルトレイ内に消火剤を留めることで、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない安全機能を有する構築物、系統及び機器に及ばない設計とする。</p> <p>原子炉制御室における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、複数の運転員が常駐していることを踏まえ、下記①から⑥の対策を講じることにより、火災の発生防止対策、火災による他系統への延焼を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じること、中央制御盤の一つの区画で火災が発生し当該区画の安全機能が全て喪失した場合であっても、原子炉を安全に停止することができるとしていることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|---|--|
| | <p>(例) 系統分離が困難な原子炉制御室における制御盤内の火災影響軽減対策の確認</p> <p>(6m離隔)</p> <p>① 原子炉制御盤内の操作スイッチ及びケーブルに対して、近接する他の構成部品に影響がないよう分離対策 (離隔距離の確保、金属バリアの設置、難燃性電線の採用など) により火災が伝播し難い構造とすることを確認。</p> <p>デジタル化された原子炉制御盤についても同様に、盤の近接する他の構成部品に影響がないよう分離対策 (離隔距離の確保、金属バリアの設置、難燃性電線の採用など) により火災が伝播し難い構造とすることを確認。</p> | <p>中央制御室中央制御盤内で発生が想定される火災に対して、運転員の操作性及び視認性向上を目的として機器等を近接して設置することから、上記の系統分離対策を講じることができないものの、以下のとおり対策を講じていることを確認した。</p> <p>① 中央制御盤内における操作スイッチ及びケーブルにおいて火災が発生した場合であっても、近接する他の構成部品に影響がないことを実証試験により確認すること。ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用すること。</p> <p>中央制御室の操作スイッチ及びケーブル等は、火災を発生させて近接する他の構成部品に火災の影響がないことを確認した実証試験の結果に基づき、以下に示す分離対策を講じる設計とすることを確認した。</p> <p>(1) 操作スイッチは、厚さ2mmの鋼板製筐体で覆い、さらに、上下方向47mm、左右方向25mmの離隔距離を確保する。</p> <p>(2) 盤内配線は、相違する系列の端子台間5mm以上、相違する系列のテフロン電線間5mm以上の離隔距離を確保する。</p> <p>(3) 相違する系列間を分離するための配線用バリアとしては、金属バリアによる離隔又は離隔距離25mmを確保した盤内配線ダクトとする。</p> <p>(4) ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えない金属外装ケーブル、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|--|---|
| | <p>（火災感知設備）</p> <p>②自動消火設備を設置しない場合、火災感知が遅れるおそれがあるため、より高感度の火災感知が可能な設計とすることを確認。</p> <p>デジタル化された原子炉制御盤において、高感度の火災感知が可能な設計としない場合には、早期に火災感知できるとする考え方を確認。</p> <p>（消火設備）</p> <p>③消火活動に必要な消火設備を配備する方針とすることを確認。</p> <p>④常駐する運転員による消火活動の手順を定め、訓練を実施する方針とすることを確認。</p> | <p>② 中央制御室に設置する異なる種類の火災感知器とは別に、直ちに煙を検知できる高感度煙感知器を中央制御室盤内に設置することを確認した。</p> <p>中央制御室内にアナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器を設置するとともに中央制御室内には、火災の早期感知を目的として、高感度煙感知器を設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、煙感知器により中央制御室内が火災発生初期段階のくん焼状態であっても煙を検知できることが示されている。〈補足説明資料：08：まとめ資料 資料6 添付資料6〉</p> <p>③ 自動消火設備は設置しないが、中央制御盤に火災が発生しても、高感度煙感知器の作動により、常駐する運転員が早期に消火勝つそうを行うことにより、相違する系列の火災防護対象設備への火災を防護できる設計とすることを確認した。</p> <p>消火設備は、電気機器へ悪影響を与えない二酸化炭素消火器を使用する。</p> <p>火災発生箇所の特定が困難な場合も想定し、電気設備に悪影響を及ぼさない固定式エアロゾル消火設備を設置することを確認した。</p> <p>④ 常駐する運転員により早期の消火活動が実施できるよう手順を定めて訓練を実施することを確認した。</p> <p>具体的には、消火活動を実施するため、以下を行うことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常駐する運転員が早期消火を図るために消火活動の手順を定めて、訓練を実施する。 また、中央制御室内における火災発生時の対応においては、以下の手順を整備し、的確に操作を行うことを確認した。 ・煙感知器、熱感知器及び中央制御室内の煙感知器により感知した火災は、常駐する運転員が消火器による消火活動を行い、消火状況の確認等を行う。 <p>補足説明資料において、常駐する運転員が早期消火を図るために消火活動の手順を定めて、訓練を実施することが示されている。〈補足説明資料：08：まとめ資料 資料6〉</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------------|--|--|
| | <p>(その他)</p> <p>⑤火災により制御盤内1区画の安全機能の喪失を想定しても、他の制御盤の操作等により、原子炉の安定停止が可能な設計とすることを確認。</p> <p>⑥【補足説明資料】⑤について、必要な監視・操作機能を示した上で、監視・操作の成立性を示されていることを確認。</p> | <p>⑤ 中央制御盤の一つの区画内で火災が発生し当該区画の安全機能が全て喪失した場合であっても、他の区画の制御盤による運転操作、現場の遮断器等の操作により原子炉を停止することができること。</p> <p>また、手順として、中央制御盤の1つの区画の安全機能が全て喪失した場合における原子炉の安全停止に関する手順を整備することを確認した。</p> <p>⑥ 補足説明資料において、中央制御盤の火災により1つの区画の中層制御盤の機能が喪失した場合においても、他の区画の中央制御盤や現場操作により、原子炉の高温停止、低温停止の達成と維持が可能であることが示されている。<補足説明資料：08：まとめ資料 資料6></p> |
| | <p>(例) 系統分離が困難な格納容器内の火災影響軽減対策</p> <p>(1時間耐火)</p> <p>① 火災防護対象ケーブル等に対して、可能な限り火災影響軽減対策(ケーブルトレイへの鉄製蓋の設置など)を行う設計とすることを確認。</p> | <p>原子炉格納容器における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、原子炉格納容器内には可燃物の持ち込みが制限されることを踏まえ、申請者が下記①から⑦の対策を講じることにより、原子炉格納容器内において発火源として想定される機器に火災が発生した場合においても火災の影響を限定し、火災による他系統への延焼や火災からの影響を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じることにより、火災防護対象機器等の機能が損なわれないとしていること、原子炉格納容器内での火災の影響により全ての動的機器が停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作ができなくなることを仮定しても、原子炉を安全に停止することができることとしていることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器内で発生が想定される火災に対して、ケーブルトレイが原子炉格納容器内で近接して設置されていること並びに1時間耐火性能を有している隔壁等は事故が発生した場合にデブリ発生の要因となり格納容器再循環サンプの閉塞をもたらす可能性があることから、上記の系統分離対策を講じないものの、以下のとおり対策を講じていることを確認した。</p> <p>① 火災防護対象機器等は、蒸気発生器のループごとに設置する等により、6m以上の水平距離を可能な範囲で離隔すること。また、異なる格納容器貫通部を通して原子炉格納容器外に敷設することで火災による他系統への延焼を防止していること。火災感知器は、火災防護対象機器等に延焼するおそれがある火災を感知する配置とすること。</p> <p>補足説明資料において、原子炉格納容器内のケーブルは電線管内に収納していることが明示されている。<補足説明資料：08：まとめ資料 資料6></p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|---|--|
| | <p>② 電気盤や油内包機器等に対して、漏えいの防止・拡大の防止等の火災発生防止対策を講じる設計とすることを確認。</p> <p>（火災感知設備）</p> <p>③ 火災感知設備を設置する設計とすることを確認。</p> <p>（消火設備）</p> <p>④ 消火器で消火活動を行う場合、人命を優先した消火活動の手順を定め、訓練を実施する方針とすることを確認。</p> | <p>② 電気盤の筐体、軸受のケーシング等により、原子炉格納容器内における火災の影響を限定すること。 火災源となり得る油を内包したポンプは、油が漏れた場合でも拡大しないように設計すること。 具体的には、原子炉格納容器内は仮置きする可燃物を置かない設計とし、原子炉格納容器内の以下の設備については、鉄製の筐体やケーシング等で構成することにより、火災防護対象機器等に対する延焼や火炎からの影響を防止することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電気盤の筐体 ・格納容器再循環ファン軸受のケーシング ・1次冷却材ポンプ電動機油回収タンクのタンク本体 <p>③ 放射線の影響による誤動作や水素が発生する事故を考慮して、「非アナログ式であり防爆型の熱感知器」を設置すること。 具体的には、比較的線量の高い原子炉格納容器ループ室及び加圧器室の熱感知器は、放射線による火災感知器の故障を防止するため、アナログ式でないものとする。アナログ式でない熱感知器は、原子炉格納容器内の通常時の温度より高い温度で作動するものを選定することで、誤作動を防止する設計とすることを確認した。なお、水素が発生するような事故を考慮して、アナログ式でない火災感知器は、念のため防爆型とすることを確認した。 補足説明資料において、原子炉格納容器内の火災感知器が示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料4＞</p> <p>④ 原子炉格納容器内で火災が発生した場合の消火要員の進入の可否の判断を含めた手順を定め、消火要員が進入可能な場合は消火要員による早期の消火活動を行う運用とすること。 また、原子炉格納容器内への進入判断について、以下のとおり手順を定めることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 自動消火設備は設置しないが、消火要員が原子炉格納容器内へ進入可能な場合は、手順を定め、訓練を実施している消火要員により、消火器、消火栓を用いて早期に消火を行う設計とする。 b. 消火要員が原子炉格納容器内へ進入困難な場合は、中央制御室で手動操作可能な格納容器スプレ設備を用いた消火活動を実施する設計とする。なお、1次冷却材ポンプの上部は開口となって |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|---|---|
| | <p>⑤ 消火要員による消火が困難な場合は、格納容器スプレイを用いた消火活動を行う方針とすることを確認。</p> <p>（その他）</p> <p>⑥ 火災により格納容器内における動的機器の安全機能の喪失を想定しても、現場操作等により原子炉の安定停止が可能な設計とすることを確認。</p> | <p>いるため、1次冷却材ポンプに火災が発生した場合にも、格納容器スプレ設備による消火は可能である。</p> <p>c. 格納容器スプレ設備のポンプは原子炉格納容器外に設置されており、原子炉格納容器内の火災が格納容器スプレ設備に影響を及ぼすことはない。</p> <p>補足説明資料において、原子炉格納容器内火災時の原子炉格納容器への進入判断が具体的に示されている。また、消火活動の流れや成立性等が示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料6 添付資料9＞</p> <p>⑤ 消火要員が進入困難な場合は、中央制御室で手動操作可能な格納容器スプレ設備を用いた消火を行うこと。</p> <p>補足説明資料において、格納容器スプレイ系統による消火性能が示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料6 添付資料8＞</p> <p>⑥ 原子炉格納容器内での火災の影響により全ての動的機器が停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作ができなくなることを仮定しても、原子炉格納容器外に設置される補助給水設備と主蒸気系統設備により原子炉の高温停止を維持し、火災鎮火後、原子炉格納容器内の電動弁を手動操作し余熱除去設備を起動することで、原子炉の低温停止を達成することができること。</p> <p>具体的には、原子炉格納容器内の動的機器がすべて火災の影響により運転停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作ができなくなることを仮定しても、運転員の操作により原子炉の安全停止は可能であることを確認した。</p> <p>（原子炉の高温停止）</p> <p>火災発生時にも原子炉の高温停止が可能となるよう、火災の影響を受けても、制御棒は炉心に全挿入する設計とすること。</p> <p>（原子炉の高温停止の維持）</p> <p>火災発生時にも原子炉の高温停止の維持が可能となるよう、火災の影響を受けない原子炉格納容器外に補助給水設備と主蒸気系統設備を設置し、これらを用いた蒸気発生器による除熱を可能とする設計とすること。</p> <p>（原子炉の低温停止への移行）</p> <p>火災鎮火後、原子炉格納容器内の電動弁を手動操作し余熱除去設備を使用することで、低温停止への移行を可能とする設計とする。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|--|--|
| | <p>⑦ 【補足説明資料】⑥について、必要な監視・操作機能を示した上で、監視・操作の成立性を示されていることを確認。</p> | <p>⑦ 補足説明資料において、既設プラントであることを踏まえて、原子炉格納容器内火災による機能喪失を想定しても原子炉の低温停止へ移行できることの確認結果が示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料6＞</p> |

(3) 耐火壁等による分離 (放射性物質の貯蔵等)

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|---|
| <p>(3) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離されていること。</p> | <p>放射性物質の貯蔵等の機能を有する機器等を設置する火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離する設計方針としているか。</p> <p>① 耐火壁は、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力(耐火に必要なコンクリート壁厚)を有することを確認していることを確認。</p> <p>② 耐火壁以外に貫通部シール、防火扉、防火ダンパ等を使用する場合は、同様に火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有していることを確認。</p> | <p>① 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する壁等によって他の火災区域から分離することとしていることを確認した。具体的には、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である150mm以上の壁厚を有するコンクリート壁又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁(貫通部シール、防火扉、防火ダンパ)により、他の火災区域と分離する設計とすることを確認した。</p> <p>② ①で確認済み。</p> |

(4) 換気設備

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|--|
| <p>(4) 換気設備は、他の火災区域の火、熱、又は煙が安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域に悪影響を及ぼさないように設計すること。また、フィルタの延焼を防護する対策を講じた設計であること。</p> | <p>換気設備は、他の火災区域の火、熱、又は煙が安全機能を有する機器等を設置する火災区域に悪影響を及ぼさないように設計しているか。また、換気設備のフィルタの延焼を防護する対策を講じた設計としているか。</p> <p>① 換気設備は、他の火災区域に悪影響を及ぼさないよう、防火ダンパを備える等の設計とすることを確認。</p> <p>② フィルタは不燃材又は難燃材を使用する等の延焼を防止する対策を講じる設計とすることを確認。</p> | <p>他の火災区域又は火災区画へ火炎、熱、又は煙が悪影響を及ぼさないよう換気空調設備には防火ダンパを設置する設計とすることとしていることを確認した。</p> <p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域に関連する換気設備には、他の火災区域又は火災区画へ、火、熱、又は煙の影響が及ばないよう、防火ダンパを設置する設計とすることを確認した。</p> <p>② 換気設備のフィルタは、「2.1.2(4)換気設備のフィルタ」に示すとおり、チャコールフィルタを除き、難燃性のものを使用する設計とすることを確認した。</p> |

(5) 電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域等

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|--|
| <p>(5) 電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域及び中央制御室のような通常運転員が駐在する火災区域では、火災発生時の煙を排気できるように排煙設備を設置すること。なお、排気に伴い放射性物質の環境への放出を抑制する必要がある場合には、排気を停止できる設計であること。</p> | <p>通常運転員が駐在する火災区域では、火災発生時の煙を排気できるように排煙設備を設置しているか。なお、排気に伴い放射性物質の環境への放出を抑制する必要がある場合には、排気を停止できる設計としているか。</p> <p>① 通常運転員が駐在する火災区域を網羅的に抽出していることを確認。</p> <p>② 抽出された火災区域に対して、建築基準法に準拠した容量の排煙設備を設置する設計とすることを確認。</p> | <p>中央制御室の火災発生時の煙を排気するために建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備すること、フロアケーブルダクトは、全域をハロン自動消火設備による消火を行う設計とすることとしていることを確認した。</p> <p>① 運転員が常駐するのは中央制御室のみであることを確認した。</p> <p>② 運転員が常駐する中央制御室の火災発生時の煙を排気するために、建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備する設計とすることを確認した。</p> <p>電気ケーブルを施設するフロアケーブルダクトは、ハロン消火設備による消火を行う設計とする。なお、引火性液体が密集する燃料油貯蔵タンクと重油タンクは、屋外に設置するため、煙が大気に放出されることから、排煙設備を設置しない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、建築基準法の排煙設備に準じて中央制御室排気容量は500m³/min×2 (中央制御室床面積: 874m²) と設計することが示されている。<補足説明資料: 08: まとめ資料 資料6 添付資料7></p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|---|--|
| | <p>③ 排煙設備を設置しない場合、自動消火設備を設置する等の代替措置を講じる設計とすることを確認。</p> <p>④ 排気に伴い放射性物質の環境への放出を抑制する必要がある場合、排気を停止できる設計とすることを確認。</p> | <p>③ 排煙設備を設置する。</p> <p>④ 排煙設備は、中央制御室専用であるため、放射性物質の環境への放出を考慮する必要はないことを確認した。</p> |

（6）油タンク

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|-----------------------------------|
| <p>(6) 油タンクには排気ファン又はベント管を設け、屋外に排気できるように設計されていること。</p> | <p>油タンクには排気ファン又はベント管を設け、屋外に排気できるように設計されているか。</p> <p>① 油タンクは、火災の影響による爆発等を防止するため、排気ファン又はベント管を設け、屋外に排気できるように設計することを確認。</p> | <p>① 油タンク内は屋外に設置されていることを確認した。</p> |

2.3.2. 火災影響評価

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|--|
| <p>2.3.2 原子炉施設内のいかなる火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であること。</p> <p>また、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを、火災影響評価により確認すること。 （火災影響評価の具体的手法は「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」による。）</p> <p>（参考） 「高温停止及び低温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態及び低温停止状態の達成、維持に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。安全機能を有する構造物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対し、以下の各号に掲げる火災の影響軽減のための対策を講じた設計であること。</p> | <p>火災による影響を考慮しても、安全評価指針に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を想定して多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく異常状態を収束できる設計としているか。</p> <p>① 火災起因による運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生を仮定し、その上で機器等の単一故障の重量を想定しても、原子炉の安定停止が可能であることを確認。</p> <p>② 上記の評価において、異常状態を収束するため他の系統により安全機能を代替することに期待する場合、代替可能性について安全解析による定量的な評価が行われていることを確認。</p> | <p>① 火災による影響を考慮しても、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）（以下「安全評価指針」という。）に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を想定して多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく異常状態を収束できる設計とする方針としていることを確認した。</p> <p>具体的には、内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される運転時の異常な過渡変化と設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化と設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても、以下の状況等を考慮すると、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御盤の火災は盤内にとどまる ・ 中央制御盤内の延焼時間内に対応操作が可能である <p>補足説明資料において、火災を起因とした「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」時の単一故障を考慮した原子炉停止について火災の影響を考慮しても対応できる設計であることが示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料1 添付資料5＞</p> <p>また、中央制御室制御室盤内における火災についても同様に示されている。＜補足説明資料：08：まとめ資料 資料6＞</p> <p>② 他の系統により安全機能を代替することを期待しない。</p> |

3. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

(1) ケーブル処理室

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|---|
| <p>3. 個別の火災区域又は区画における留意事項 火災防護対策の設計においては、2. に定める基本事項のほか、安全機能を有する構築物、系統及び機器のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じること。</p> <p>(参考) 安全機能を有する構築物、系統及び機器の特徴を考慮した火災防護対策として、NRC が定めるRegulatoryGuide1.189 には、以下のものが示されている。</p> <p>(1) ケーブル処理室 ① 消防隊員のアクセスのために、少なくとも二箇所の入口を設けること。 ② ケーブルトレイ間は、少なくとも幅 0.9m、高さ 1.5m 分離すること。</p> | <p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 二箇所以上の入口を設置する設計とすることを確認。</p> <p>② ケーブルトレイ間は、少なくとも幅 0.9m、高さ 1.5m 分離し消火活動が行えるスペースを確保した設計とすることを確認。</p> <p>③ 上記を実施しない場合には、自動消火設備の設置等の火災影響軽減方策を講じる方針とすることを確認。</p> | <p>① -</p> <p>② -</p> <p>③ フロアケーブルダクトは、全域をハロン自動消火設備により消火する設計とすることを確認した。</p> |

(2) 電気室

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--------------------------------------|--|---|
| <p>(2) 電気室 電気室を他の目的で使用しないこと。</p> | <p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 他の目的で使用しない設計としていることを確認。</p> | <p>① 安全補機開閉器室は、電源供給や機器状態の計測制御を行う目的のみに使用する設計とする。ことを確認した。</p> |

(3) 蓄電池室

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|---|
| <p>(3) 蓄電池室 ① 蓄電池室には、直流開閉装置やインバーターを収容しないこと。</p> | <p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 直流開閉装置やインバーターを収容しない設計とすることを確認。</p> | <p>① 蓄電池室には、蓄電池のみを設置し直流開閉装置やインバーターは設置しない設計とすることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>② 蓄電池室の換気設備が、2%を十分下回る水素濃度に維持できるようにすること。</p> <p>③ 換気機能の喪失時には制御室に警報を発する設計であること。</p> | <p>② 換気設備が 2%を十分下回る水素濃度に維持できるようにする設計とすることを確認。</p> <p><例> 換気量の設定値を確認。（例：社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計方針」（SBAG603）に基づき、水素ガスの排気に必要な換気量以上とする。）</p> <p>③ 換気機能の喪失時には原子炉制御室に警報を発する設計とすることを確認。</p> | <p>② 蓄電池室の換気空調設備は、水素ガスの排気に必要な換気量以上となるように設計することを確認した。</p> <p>具体的な設計としては、蓄電池室の換気設備は、蓄電池室内の水素濃度を 2 vol%以下に維持するため、社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」（SBAG603）に基づき、水素ガスの排気に必要な換気量以上となるよう設計することを確認した。</p> <p>③ 当該設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する機能を有する設計とすることを確認した。</p> |

（4）ポンプ室

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------------------------------|--|--|
| <p>(4) ポンプ室 煙を排気する対策を講じること。</p> | <p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 煙を排気する対策を講じる設計とすることを確認。</p> <p>② ①の対策を講じない場合には、代替措置が講じていることを確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自動式消火設備又は固定式消火設備等の設置 ・ 煙を排気する可搬式の排風機の配備 | <p>① ポンプ室には、煙を排気できる可搬式の排風機を設置できる設計とすることを確認した。</p> <p>ポンプ室は、自動消火設備又は中央制御室で手動操作可能な固定式消火設備を設置する設計とするが、固定式消火設備等の消火設備によらない消火活動も考慮し、煙を排気できる可搬式の排風機を設置できる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、ポンプ室の排風機の起動手順を定めることが示されている。</p> <p>② ー</p> |

（5）原子炉制御室

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|---|
| <p>(5) 中央制御室等</p> <p>① 周辺の部屋との間の換気設備には、火災時に閉じる防火ダンパを設置すること。</p> <p>② カーペットを敷かないこと。ただし、防炎性を有するものはこの限りではない。</p> | <p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 周辺の部屋との間の換気設備には、防火ダンパを設置する設計とすることを確認。</p> <p>② 消防法施行令第4条の3に基づく防炎性を有するもの以外のカーペットを使用しない方針とすることを確認。</p> | <p>① 中央制御室を含む火災区画の換気空調設備には、防火ダンパを設置する設計とすることを確認した。</p> <p>② 中央制御室の床面には、防炎性を有するカーペットを使用する設計とすることを確認した。</p> |

（6）使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|---|
| <p>(6) 使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備</p> <p>消火中に臨界が生じないように、臨界防止を考慮した対策を講じること。</p> | <p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 消火中に臨界が生じないように、燃料の配置など、臨界防止を考慮した対策を講じる方針とすることを確認。</p> <p>② 消火水の流入、噴霧により、最適減速状態となることを想定しても、臨界とならないことを確認。補足説明資料で「核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書」を参照。</p> | <p>① 使用済燃料貯蔵設備は、純水中においても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とする、また、新燃料貯蔵設備は、新燃料を保管するラックが一定のラック間隔を有する設計とするため、消火水が入ったとしても臨界にはならないことを確認した。</p> <p>② 新燃料貯蔵設備は、消火水が噴霧されても臨界とならないよう、新燃料を貯蔵するラックは一定のラック間隔を有する設計とすることを確認した。補足説明資料において、消火中に臨界が生じないように、臨界防止を考慮した対策を講じることが示されている。</p> |

（7）放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|--|
| <p>(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備</p> <p>① 換気設備は、他の火災区域や環境への放射性物質の放出を防ぐために、隔離できる設計であること。</p> <p>② 放水した消火水の溜り水は汚染のおそれがあるため、液体放射性廃棄物処理設備に回収できる設計であること。</p> <p>③ 放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及び HEPA フィルタなどは、密閉した金属製のタンク又は容器内に貯蔵すること。</p> <p>④ 放射性物質の崩壊熱による火災の発生を考慮した対策を講じること。</p> | <p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 換気設備は、他の火災区域や環境への放射性物質の放出を防ぐために、隔離できる設計とすることを確認。</p> <p>② 放水した消火水の溜り水を液体放射性廃棄物処理設備に回収できる設計とすることを確認。</p> <p>③ 放射性物質を含んだ樹脂、フィルタ等は、密閉した金属製のタンクや容器内に貯蔵又は不燃シートに梱包して貯蔵する方針とすることを確認。</p> <p>④ 放射性物質の崩壊熱による火災の発生を考慮した対策を講じる方針とすることを確認。</p> | <p>① 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備を設置する火災区域は、換気空調設備が排気筒に繋がるダンパを閉止し隔離できるように設計することを確認した。</p> <p>② 管理区域内で放出した消火水は、放射性物質を含むおそれがある場合、管理区域外への流出を防止するため、各フロアの目皿や配管により排水及び回収し、液体廃棄物処理設備で処理する設計とすることを確認した。</p> <p>③ 放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコールフィルタ及び HEPA フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製の容器や不燃シートに包んで保管する設計とすることを確認した。</p> <p>④ 崩壊熱による火災の発生を考慮する放射性物質を貯蔵しない設計とすることを確認した。</p> |

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（内部溢水（第9条））

第9条第1項は、安全施設は発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能が損なわれないように設計することを要求している。また、同条第2項の規定においては、設計基準対象施設について、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体が溢れた場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計することを要求している。

（溢水による損傷の防止等）

第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

（解釈）

1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。

2 第1項規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、消火系統等の作動又は使用済燃料貯蔵槽のスロッシングにより発生する溢水をいう。

3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。

第9条 内部溢水

| | |
|---|----|
| 1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針..... | 3 |
| 2. 考慮すべき溢水事象..... | 5 |
| 3. 溢水源及び溢水量の想定 | 7 |
| 3. 1 破損による溢水..... | 7 |
| 3. 2 消火水の放水による溢水 | 10 |
| (1) a. スプリンクラーからの放水..... | 10 |
| (1) b. 消火栓からの放水..... | 11 |
| (2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水..... | 13 |
| (3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水..... | 13 |
| 3. 3 地震による溢水..... | 14 |
| (1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水..... | 14 |
| (2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水..... | 17 |
| 3. 4 その他の要因による溢水 | 18 |
| 4. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針 | 18 |
| 5. 防護対象設備を防護するための設計方針..... | 25 |
| (1) 没水の影響に対する設計方針..... | 26 |
| (2) 被水の影響に対する設計方針..... | 29 |
| (3) 蒸気放出の影響に対する設計方針 | 32 |
| (4) その他の要因による溢水に対する設計方針..... | 35 |
| (5) 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針 | 37 |
| 6. 溢水防護区画外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針 | 39 |
| 7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針 | 41 |
| 8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針..... | 42 |

1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|---|
| <p>2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>2. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> | <p>発電用原子炉施設内で発生する溢水に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を防護対象設備として抽出する方針としているか。</p> | <p>防護対象設備として、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、これを維持するために必要な設備、放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を防護対象設備として抽出する方針としていることを確認した。</p> |
| <p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>3. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p> | <p>① 溢水が発生した場合であっても、以下に示す安全機能が損なわれないよう防護する必要があることから、防護する必要がある安全機能を構築物、系統及び機器 (以下「防護対象施設」という。) を設定することを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の高温停止、低温停止、停止状態を維持 ・ 放射性物質の閉じ込め機能を維持 ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能、給水機能を維持 | <p>① 原子炉の停止、高温停止、低温停止及びその維持に必要な系統設備として、以下を選定することを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 原子炉停止：原子炉停止系 (2) ほう酸添加：原子炉停止系 (化学体積制御系のほう酸注入機能等) (3) 崩壊熱除去：補助給水系、主蒸気系、余熱除去系 (4) 1次系減圧：1次冷却系統の減圧機能 (5) 上記系統の関連系 (原子炉補機冷却系、制御用空気系、換気空調系、非常用電源系、冷水系、電気盤) <p>以上の系統設備に加え、原子炉施設の安全評価に関する審査指針に基づき、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、以下の溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱に対処する設備を抽出する方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 想定破損による溢水 (単一機器の破損を想定) ・ 消火水の放水による溢水 (単一の溢水源を想定) ・ 地震起因による溢水 (耐震B, Cクラスの機器の破損を想定) <p>溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が「第1.8.2表 溢水評価上想定する起因事象 (運転時の異常な過渡変化)」及び「第1.8.3表 溢水評価上想定する起因事象 (設計基準事故)」に示されていることを確認した。また、溢水評価上想定する事象とその対処系統が「第1.8.4表 溢水評価上想定する事象とその対処系統」に示されていることを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><添付八：1.8.2.2 防護対象設備の設定></p> |
| | | <p>補足説明資料において、「1.2 防護対象設備の設定 (P2-9-別1-8~12)」に重要度の特に高い安全機能を有する系統、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処する設備、これらのうち溢水影響評価を行う設備のスクリーニングの考え方が示されている。「添付資料1.2-1 (2-9-別1-97~104)」に防護対象設備の抽出、「添付資料1.2-2 (P2-9-別1-105~125)」に抽出した防護対象設備のうち溢水影響評価を行う設備のスクリーニングが示されている。</p> <p>「2-2 防護対象設備の機能要求について (P2-9-別1補-54~75)」に防護対象設備に求められている機</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|---|---|
| | <p>② 使用済燃料プールに関して、「プール冷却」及び「プールへの給水」機能を有する系統を抽出することを確認。 補足説明資料において、以下の点を考慮していることが示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> 既設プラントの場合は、冷却機能として、水温65℃以下（既認可保安規定の運用）に維持するための系統が抽出されているか。 遮へい機能としての水位維持機能として、必要な系統が抽出されているか。 <p>(既設プラントの場合)</p> <p>③ 補足説明資料において、「発電用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(旧原子力安全委員会)」に基づく機器の整理(既許可における整理)と、基準規則第12条解釈第3項の表に基づく整理を対比し、網羅的に示されているか。また、①～②について、サポート系も含めて抽出することを確認。</p> <p>④ 防護対象設備のうち溢水影響評価の対象から除外するものがある場合、除外理由が技術的に妥当であることを確認。 補足説明資料において、技術的根拠が示されているか。 (例) ➢ 原子炉格納容器内に設備は、原子炉格納容器内における溢水に対して設計(既許可)とし</p> | <p>能を整理している。</p> <p>補足説明資料において、原子炉格納容器内に設置される重要度の特に高い安全機能を有する設備は、原子炉冷却材喪失(以下、「LOCA」という。)を考慮した耐環境仕様としているため、溢水影響評価を行う設備から除外することが示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 別添資料1></p> <p>補足説明資料において、設計基準事故時の監視計器の選定、溢水影響評価対象設備のスクリーニングが示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 1-1></p> <p>② 使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能の維持に必要な設備を防護対象設備とすることを確認した。 <添付八:本文> 補足説明資料において、使用済燃料ピットの水温を保安規定で定める水温(65℃)以下に維持するための冷却機能及び使用済燃料からの放射線遮蔽に必要な水位を確保するための給水機能を有する系統が示されている。「別添資料1 2.2 防護対象設備の設定(P2-9-別1-57)」、「添付資料1.2-1 重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を有する系統」</p> <p>③ 補足説明資料において、基準規則第12条に定める重要度の特に高い安全機能を有する系統について影響評価で考慮することが示されている。また、サポート系として計装設備の抽出を行うことが示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 「別添資料1 1-1 防護対象設備の選定について(P2-9-別1補-4~17)」> 以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を「第1.8.5表 溢水から防護すべき系統設備」に示されていることを確認した。</p> <p>④ <u>なお、それらのうち、溢水によって安全機能が損なわれない静的機器、原子炉冷却材喪失事故等を想定して設置する原子炉格納容器内の機器、溢水の影響を受けて動作機能を損なっても安全機能を維持できる機器、補助給水流量調節弁により代替できる補助給水隔離弁については、溢水による影響評価の対象として抽出しない方針としている</u>ことを確認した。 抽出された防護対象設備のうち、以下の設備は溢水影響を受けても、必要とされる安全機能を損なうことはない方針であることを確認した。 (1) フェイルポジションで安全機能に影響しない設備 「フェイル アズ イズ」でも安全機能に影響しない電動弁、「フェイル ポジション」でも安全</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|---|--|
| | <p>ての耐環境性があるため</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ フェイルセーフ設計であることを理由に、溢水に対して所定の安全機能が失われないため ➤ 運転中においては、待機状態も含めて機能が要求されているため <p>⑤ 内部溢水によりある安全機能が損なわれたとしても、代替機能を有する他の安全機能により当該安全機能は維持される（多様性又は多重性の確保）とする場合、代替性の説明が第12条においてなされていることを確認。</p> | <p>機能に影響しない空気作動弁等、動作機能喪失によっても安全機能へ影響しない設備。</p> <p>(2) 原子炉格納容器内の設備 原子炉冷却材喪失（LOCA）時の原子炉格納容器内の状態（圧力、温度及び溢水影響）を考慮した耐環境仕様を有する設備又は溢水事象が発生した場合のプラント停止操作において必ずしも必要でない設備。</p> <p>(3) 水の影響を受けない設備 溢水の影響により外部からの電源供給や電気信号を喪失しても機能喪失しない容器、熱交換器、フィルタ、逆止弁、手動弁、配管等の静的機器。</p> <p>(4) その他設備で代替できる設備 補助給水隔離弁の隔離機能は、補助給水流量調節弁の隔離機能により代替。</p> <p style="text-align: right;">＜添付八：1.8.2.2 防護対象設備の設定＞</p> <p>補足説明資料において、フェイルポジションで安全機能に影響しない設備、原子炉格納容器内の設備、水の影響を受けない設備及び他の設備で代替できる設備を溢水影響評価を行う設備から除外する方針が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 「別添資料1 1.2 防護対象設備の設定（P2-9-別1-8～12）」＞</p> <p>⑤ 上述④を参照。</p> |

2. 考慮すべき溢水事象

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|--|
| <p>設置許可基準規則 （溢水による損傷の防止等）</p> <p>第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>（解釈） 2 第1項規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、消火系統等</p> | <p>① 溢水源として、以下の要因による溢水を想定することを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 ・ 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水 ・ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 ・ その他の要因による溢水 | <p>① 溢水源及び溢水量としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定して評価する方針であり、評価条件については評価ガイドを参照することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。） b. 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。） c. 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（以下「地震起因による溢水」という。） <p>防護対象設備が設置されている建屋内において、流体を内包する容器及び配管を溢水源となり得る機器として抽出し、上記 a 又は c の評価において破損を想定するものは、それぞれの評価での溢水源として設定することを確認した。</p> <p style="text-align: right;">＜添付八：1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|-------------|--|
| <p data-bbox="172 237 792 317">の作動又は使用済燃料貯蔵槽のスロッシングにより発生する溢水をいう。</p> <p data-bbox="172 422 507 453">2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p data-bbox="172 468 575 499">2. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p data-bbox="172 512 792 592">溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。</p> <p data-bbox="186 646 792 947"> (1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 (2) 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水 (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 </p> <p data-bbox="172 1003 792 1262">ここで、上記（1）、（2）の溢水源の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。</p> <p data-bbox="172 1274 792 1440">ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用機器に係わらずその建屋内で単一の溢水源を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮する。</p> <p data-bbox="172 1453 792 1711">なお、上記（3）の地震に起因する溢水量の想定において、基準津波によって、取水路、排水路等の経路から安全機能を有する設備周辺への浸水が生じる場合、又は地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸入が生じる場合には、その浸水量を加味すること。</p> | | <p data-bbox="1552 237 2754 359">補足説明資料において、溢水源の抽出の考え方が示され、溢水源となり得る機器が示されている。 <補足説明資料：09：まとめ資料 「別添資料1 1.1 溢水源の想定（P2-9-別1-6～8）」、「別添資料1 2.1 溢水源の想定（P2-9-別1-57）」、「添付資料1.1 溢水源（P2-9-別1-94～96）」></p> <p data-bbox="1552 415 2754 495">また、その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。）についても評価することを確認した。</p> <p data-bbox="1552 508 2754 588">補足説明資料において、防護対象設備が設置されている建屋の外からの溢水が示されている。「別添資料1 1.1 溢水源の想定（P2-9-別1-6～8）」</p> |

3. 溢水源及び溢水量の想定

3. 1 破損による溢水

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|---|
| <p>2. 1. 1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>破損を想定する機器は、配管（容器の一部であって、配管形状のものを含む。）とする。配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて①エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。分類にあたっては、付録Aによること。（解説－2. 1. 1－1）</p> <p>破損を想定する位置は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。ただし、配管の高さや引き回し等の関係から保有水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の保有水量を放出するものとして溢水量を算出できる。（流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価については附属書Aを参照のこと。）</p> <p>溢水量は、以下を考慮して破損を想定する系統が漏えいするものとして求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高エネルギー配管については、完全全周破断 ・ 低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。）（解説－2. 1. 1－2） <p>なお、循環水管の破損は、過去の事例等を考慮して伸縮継手部に設定すること。（解説－2. 1. 1－3）</p> <p>ただし、漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動させることができる場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>また、漏えい停止機能を期待する場合は、停止</p> | <p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、機器の破損等により生じる溢水における、溢水源及び溢水量を設定する方針としているか。</p> <p>(i) 想定破損における溢水源の想定</p> <p>① プラント内の流体（水又は蒸気）を内包する配管から、「ガイド」付録Aの分類の考え方にに基づき、運転温度、運転圧力及び配管径を考慮して、高エネルギー配管と低エネルギー配管を溢水源としていることを確認。</p> <p>補足説明資料において、防護対象機器を内包する建屋内において流体を内包する配管を系統図等で抽出し、現場調査で確認されていることが示されているか。</p> <p>② 高エネルギー配管においては、「高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%以下の配管」は、低エネルギー配管に分類していることを確認。</p> <p>補足説明資料において、運転実績を基に高エネルギー状態にある期間が算出されていることが示されているか。</p> | <p>(i)</p> <p>① 溢水ガイドを踏まえ、機器の破損等により生じる溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定している。破損を想定する配管は、内包する流体のエネルギーに応じて、以下に定義する高エネルギー配管又は低エネルギー配管に分類することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「高エネルギー配管」は、呼び径 25A(1B) を超える配管でプラントの通常運転時に運転温度が 95℃ を超えるか又は運転圧力が 1.9MPa[gage] を超える配管。ただし、被水、蒸気については配管径に関係なく影響を評価する。 ・ 「低エネルギー配管」は、呼び径 25A(1B) を超える配管でプラントの通常運転時に運転温度が 95℃ 以下で、かつ、運転圧力が 1.9MPa[gage] 以下の配管。（ただし、静水頭圧の配管は除く。） <p>＜添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定＞</p> <p>補足説明資料において、流体を内包する配管を高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類すること、高エネルギー配管と低エネルギー配管の抽出結果が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 「別添資料 1 1.4.1.1 想定破損による溢水 (P2-9-別 1-16~18)」、「添付資料 1.4.1-1 想定破損による溢水源 (P2-9-別 1-156~157)」＞</p> <p>② 高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さければ、低エネルギー配管として扱うことを確認した。 ＜添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定＞</p> <p>補足説明資料において、評価ガイド付録Aに基づいて、高エネルギー状態にある運転期間が短時間である系統の配管の考え方が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 「補足資料 3-2 高エネルギー配管と低エネルギー配管の分類について (P2-9-別 1 補-170~171)」＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|--|
| <p>までの適切な時間を考慮して溢水量を求めることができる。（付録B参照）漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合にあたっては、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていること。</p> <p>解説－2. 1. 1-1 流体を内包する容器の破損による漏水について 容器の破損による溢水については、接続される配管の破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>解説－2. 1. 1-2 低エネルギー配管に想定する貫通クラック 本評価ガイドでは、低エネルギー配管について貫通クラックを想定することを原則としている。これは、低エネルギー配管については、配管に破損が生じたとしても、低温低圧で使用されるため配管応力は小さく、また、負荷変動の少ない運転形態のため応力の変動も少なく疲労によるき裂の進展は小さいことから、$(1/2)D \times (1/2)t$ クラックを想定すれば保守的な評価となるという考え方に基づいている。この考え方は、米国NRCの BTP 3-4 を参考としている。</p> <p>また、低エネルギー配管に想定する貫通クラックの計算に用いる配管径は、内径としている。</p> <p>これは、技術基準第40条（廃棄物貯蔵設備等）の解釈4において廃棄物貯蔵設備に設置する堰の高さを求める計算において内径寸法を基準としていること、また、米国の配管破損の想定においても内径を使用して貫通クラックの計算を行っていることから、これらとの整合を図ったものである。</p> <p>解説－2. 1. 1-3 「過去の事例等」 米国においては、循環水系の弁急閉によるウォーターハンマー事象により伸縮継手部から大漏えいが発生した事例があるが、国内において大漏えいは発生していない。</p> | <p>（ii）想定破損における溢水量の設定</p> <p>① 漏えい時間に漏水位置の破損形状から求められる漏えい流量を乗じたものと、隔離範囲内の系統の保有水量を足し合わせて設定していることを確認。</p> <p>（漏えい箇所の隔離）</p> <p>② 漏えい停止機能に期待する場合、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を設定することを確認した（付録B参照）。</p> <p>③ 自動または手動によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮してもよい。手動による漏えいの停止に期待する場合、保安規定等により手順を定めるとしていることを確認。</p> <p>（破損形状）</p> <p>④ 高エネルギー配管については完全全周破断を想定していることを確認。しかしながら、「ガイド」付属書Aに規定される各々の条件を満足した場合は、完全全周破断を想定する必要はない。</p> | <p>（ii）</p> <p>① 溢水量の算出に当たっては、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離範囲内の系統保有水量を合算して設定する方針としていることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定> 補足説明資料において、応力評価の結果により想定した破損形状による溢水を想定し、隔離範囲内の系統の保有水量を考慮して溢水量を算出することが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料「添付資料 1.4.1-2 想定破損による溢水影響評価（没水影響評価）（P2-9-別 1-158～210）」></p> <p>② 漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量と漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定することを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定> 補足説明資料において、異常の検知、事象の判断、漏えい箇所の特定、漏えい箇所の隔離等により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作を含む。）に保守性を考慮して設定することが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料「添付資料 1.4.1-2 想定破損による溢水影響評価（没水影響評価）（P2-9-別 1-158～210）」></p> <p>③ 溢水量を制限するために漏えい停止操作に期待する場合は、その手順を明確にし、手順を確実に実施するために、継続的な教育訓練を実施する方針であることを確認した。 <添付八： 10.6.2.6 手順等></p> <p>④ 配管の破損形状については、配管が内包する流体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した上で、応力評価により設定する方針としていることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定> 配管の破損形状の想定に当たっては、「溢水ガイド付属書A」にしたがい、高エネルギー配管は、原則「完全全周破断」を想定する方針であることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|--|
| <p>このため、循環水管の伸縮継手部の破損想定にあたっては、循環水系バタフライ弁急閉防止対策等の適切な対策が採られていれば、破損形状は低エネルギー配管と同様貫通クラックを想定することができる。</p> | <p>⑤ 低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックが想定されていることを確認。</p> | <p>⑤ 低エネルギー配管は、原則「貫通クラック」を想定する方針であることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> |
| <p>3. 使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料ピット)の溢水評価</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、2. 1 項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p> <p>3. 1. 1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>配管の破損は、2. 1. 1 項の原子炉施設と同じように内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高エネルギー配管については、完全全周破断 ・ 低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック(以下、「貫通クラック」という。) | <p>⑥ ④、⑤の想定としない場合、ガイド附属書A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」を参考に評価を実施し、個別に破損形状を想定することを確認。</p> | <p>⑥ 溢水ガイドに従い、配管の一次+二次応力 S_n が許容応力 S_a に対し以下の条件を満足すれば、それに応じた破損形状を想定することを確認した。</p> <p>[高エネルギー配管 (ターミナルエンドを除く。)]</p> <p>$S_n \leq 0.4S_a$ 破損想定不要</p> <p>$0.4S_a < S_n \leq 0.8S_a$ 貫通クラック</p> <p>なお、高エネルギー配管のターミナルエンドは、応力評価の結果にかかわらず「完全全周破断」を想定する。</p> <p>低エネルギー配管の溢水評価では、貫通クラックによる溢水を想定し、隔離による漏えい停止に必要な時間から溢水量を算出する方針であることが示されている。</p> <p>[低エネルギー配管]</p> <p>$S_n \leq 0.4S_a$ 破損想定不要</p> <p><添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> <p>補足説明資料において、補助蒸気供給配管以外の高エネルギー配管の破損形状を応力評価なしで完全全周破断とすることが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 3-3 想定破損の配管応力評価に基づく破損形状の設定 (P2-9-別1補-172~195)></p> <p>補足説明資料において、低エネルギー配管発生応力が許容応力 $0.4S_a$ 以下となることから、破損想定から除外することが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 3-3 想定破損の配管応力評価に基づく破損形状の設定 (P2-9-別1補-172~195)></p> |
| | <p>(配管の減肉管理)</p> <p>⑦ ガイド附属書A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」に示す各々の条件を満足する場合、配管減肉、腐食又は疲労による破損を別途想定していることを確認。ただし、当該部分の損傷状態を非破壊検査によって定期的に確認している場合は、破損を想定しなくてもよい。(その場合は、配管の管理方針等が示されて</p> | <p>(配管の減肉管理)</p> <p>⑦ 応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する方針であることを確認した。 <添付八： 10.6.2.6 手順等></p> <p>補足説明資料において、経年劣化事象と保全内容が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 10 高、低エネルギー配管の想定破損評価時の配管減肉の考慮について (P2-9-別1補-498~507)></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|--|---|
| | <p>いることを確認。)</p> <p>(破損位置)</p> <p>⑧ 溢水量は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして設定する。</p> | <p>(破損位置)</p> <p>⑧ なお、想定する破損箇所は防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置ととしていることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定> 補足説明資料において、各系統の配管構成と破損検知信号の検討が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 3-1 想定破損における溢水量の算出について (P2-9-別1 補-76~169) ></p> |

3. 2 消火水の放水による溢水

(1) a. スプリンクラーからの放水

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|--|
| <p>2. 1. 2 発電所内で生じる異常状態 (火災を含む) の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーが設置される場合は、その作動 (誤作動を含む) による放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラーの作動時間を考慮して算出する。なお、スプリンクラーの作動による溢水は、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での放水を想定する。</p> | <p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、異常状態 (火災を含む) の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水における、溢水源及び溢水量を設定する方針としているか。</p> <p>(i) 溢水源の想定 (スプリンクラーからの放水)</p> <p>① 火災検知により自動作動するスプリンクラーの有無について確認。 補足説明資料において、防護対象設備が設置される建屋について、系統図等を用いて、火災検知により自動作動するスプリンクラーの設置状況を確認し、スプリンクラーが設置されている場合には溢水源として抽出するとしていることが示されているか。その際、P&IDだけでなく、プラントウォークダウン等も踏まえて、抽出結果の網羅性が確認される方針であることを確認。</p> <p>② 溢水防護区画 (後述) にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動に</p> | <p>(i)</p> <p>① 自動起動及び手動起動のスプリンクラーを区別せずに溢水を想定する設計方針であることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定> 補足説明資料において、スプリンクラー設置区画が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 1.4.2-1 消火活動に係る時間設定の考え方 (P2-9-別1-289~307) ></p> <p>② 隣接するエリアでのスプリンクラーからの放水による溢水の伝播を考慮する方針であることを確認した。 補足説明資料において、溢水経路が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 1.4.2-2 消火活動に係る放水による溢水影響評価 (P2-9-別1-308~332) ></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|---|
| <p>3. 使用済燃料貯蔵プール(使用済燃料ピット)の溢水評価</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、2. 1項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p> <p>3. 1. 2 発電所内で生じる異常状態(火災を含む)の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p> <p>火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水は、2. 1. 2項の原子炉施設と同じように以下の2項目を想定する。</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> | <p>よる溢水を考慮していることを確認。</p> <p>(ii) 溢水量の設定(スプリンクラーからの放水)</p> <p>① スプリンクラーがある場合、ガイドに従いスプリンクラーの作動時間を考慮し溢水量を算出することを確認。また、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での放水を想定していることを確認。</p> <p>② 一系統における単一の機器の破損(多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定)とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。</p> <p>③ ここで言う単一の機器の破損とは、流体を内包し、溢水源となりうる機器全般を指しており、常用系、安全系の区別なく対象としていることを確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>① また、スプリンクラーからの放水時間の設定は、火災発生時の中央制御室での警報発信後から、運転員の現場到着までの時間、状況確認及びスプリンクラーの放水停止までの時間に保守性を考慮して設定する方針としていることを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><添付八：1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> <p>補足説明資料において、スプリンクラー作動による溢水量の評価条件が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 1.4.2.2.1 放水による溢水影響評価のうち没水影響評価(P2-9-別 1-43～46)></p> <p>② スプリンクラーは消火設備の破損、単一の誤動作又は誤操作による誤放水が生じない設計とする方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、予作動式スプリンクラー設備及び閉鎖型スプリンクラーヘッドの適用が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 1.4.2-2 消火活動に係る放水による溢水影響評価(P2-9-別 1-308～332)></p> <p>③ スプリンクラーからの放水により安全施設の安全機能が損なわれる恐れのある区画には、ガス消火設備により消火する設計方針であることを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><添付八：1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> <p>補足説明資料において、ガス消火設備設置区画が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 1.4.2-2 消火活動に係る放水による溢水影響評価(P2-9-別 1-308～332)></p> |

(1) b. 消火栓からの放水

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|--|
| <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>溢水防護区画での火災発生時に、消火栓による</p> | <p>(i) 溢水源の想定(消火栓からの放水)</p> <p>① 消火栓による消火活動と、スプリンクラー装置の作動による消火活動の双方が存在する場合は、スプリンクラーからの放水量を溢水量とすることを確認。それ以外の場所においては、消火栓から</p> | <p>(i)</p> <p>① 溢水ガイドを踏まえ、「Ⅲ-6 火災による損傷の防止(第8条関係)」において設置するとした消火設備からの放水を溢水源として設定していることを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><添付八：1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> <p>補足説明資料において、スプリンクラーとガス消火設備設置区画、消火栓からの放水時間別区画が</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|--|--|
| <p>消火活動が想定される場合については、消火活動にともなう放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画で消火活動が想定されていない場合であっても、溢水防護区画外の消火活動によって影響を受ける場合は、その放水による溢水を考慮する。</p> <p>溢水量は、消火栓による消火活動が連続して実施されることを見込み算出する。（解説－2. 1. 2－1）</p> <p>ただし、火災源が小さい場合は、火災荷重に基づく等価時間により算出することができる。（解説－2. 1. 2－1）</p> <p>なお、当該区画にスプリンクラーが設置され、スプリンクラー装置の作動による溢水がある場合は、スプリンクラーからの放水量を溢水量とする。それ以外の場所においては、消火栓からの放水量を溢水量とする。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>解説－2. 1. 2－1 「消火栓からの溢水量」算出の例</p> <p>消火栓からの溢水量の算出にあたっては、原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-2010）の解説-4-9「耐火壁」には2時間の耐火性能と記載されているが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」に規定する3時間の耐火性能を基本とすることとし、消火装置が作動する時間を保守的に3時間と想定して溢水量を算出する。火災源が小さい場合は、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-2010）」解説-4-9(1)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」で算出することができる。また、また、水を使用しない消火手段を組み合わせている場合には、それを考慮して消火栓からの溢水量を算定して良い。</p> </div> | <p>の放水量を溢水量とすることを確認。</p> <p>補足説明資料において、防護対象設備が設置される建屋について、系統図等を用いて、消火栓の設置状況及び運用方法を確認し、消火栓による消火活動が想定されている場合には溢水源として抽出しているか。その際、P&IDだけでなく、プラントウォークダウン等も踏まえて、網羅的に抽出されていることが示されているか。</p> <p>（ii）溢水量の設定（消火栓からの放水）</p> <p>① 溢水量の算出に当たっては、単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としていることを確認。</p> <p>補足説明資料において、消防法施行令等により消火栓による散水能力（130L/分）を基に保守的な考え方で見積もることがしめされているか。</p> <p>② 放水時間については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」により、3時間の耐火性能を基本とし、火災源が小さい場合は、日本電気協会電気指針「原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-2010）」を用いて火災荷重に基づく等価時間により算出していることを確認。</p> | <p>示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 1.4.2-1 消火活動に係る時間設定の考え方（P2-9-別1-289～307）＞</p> <p>（ii）</p> <p>① 溢水量の算出に当たっては、単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、単位時間当たりの放水量を130L/分の2倍と想定し、火災荷重に基づく等価火災時間を放水時間として溢水量を算出することが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 1.4.2-2 消火活動に係る放水による溢水影響評価（P2-9-別1-308～332）＞</p> <p>② 消火栓からの放水時間の設定は3時間を基本とし、火災源が小さい場合は、火災荷重に応じて放水時間を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料は上記①と同じ。</p> |

(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 (案) | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|---|
| <p>(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水</p> <p>溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーと高エネルギー配管が存在する場合については、火災を検知して作動するスプリンクラーからの放水と高エネルギー配管破損による溢水を合わせて想定する。なお、火災の検知システム及びスプリンクラーの作動方式から、高エネルギー配管の破損によってもスプリンクラーが作動しないことの根拠と妥当性が示される場合は、高エネルギー配管破断とスプリンクラーからの放水による溢水を合わせて想定しないとしても良い。</p> <p>スプリンクラーの作動による溢水量は、項目(1)に従い算出する。また、高エネルギー配管からの溢水量は、項目2.1.1に従い算出する。</p> | <p>(i) 溢水源の想定 (火災を検知して自動作動するスプリンクラーからの放水)</p> <p>① 高エネルギー配管破損によってもスプリンクラーが作動することを想定し、スプリンクラーからの放水と高エネルギー配管破損による溢水との重畳を想定することを確認。</p> <p>② 高エネルギー配管破損によってもスプリンクラーが作動しない作動方式を採用する場合は、その作動方式の妥当性を確認。</p> <p>(ii) 溢水量の設定 (火災を検知して自動作動するスプリンクラーからの放水)</p> <p>① ガイドに従い項目「(1) 火災時に考慮する消火水システムからの放水による溢水」に従い算出する。また、高エネルギー配管からの溢水量は、項目2.1.1に従い算出する方針であることを確認。</p> | <p>(i)</p> <p>① 高エネルギー配管の破損によってもスプリンクラーが誤って作動しない設計とすることで、高エネルギー配管破断とスプリンクラーからの放水による溢水をあわせて想定しない方針であることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> <p>② 煙、熱の感知で作動する閉鎖型スプリンクラーヘッドを適用し、熱感知は高エネルギー配管破損時の室内温度を上回る作動温度を設定する設計方針であることを確認した。 補足説明資料において、高エネルギー配管破損時にスプリンクラーが誤作動しないことが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 1.4.2.2.1 放水による溢水影響評価のうち没水影響評価 (P2-9-別 1-43~46)></p> <p>(ii)</p> <p>① 上記(i)において、スプリンクラーからの放水と高エネルギー配管破損による溢水との重畳を想定しないことを確認した。</p> |

(3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|--|
| <p>(3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水</p> <p>原子炉格納容器スプレイ系統が機器の動作等(誤作動も含む)により放出されるスプレイ水を想定する。</p> <p>溢水量は、全ての原子炉格納容器スプレイポンプが作動し定格のスプレイ流量が放出され、運転員がポンプ停止操作を完了するまでの時間に放出される量とする。</p> <p>ただし、誤作動に対しては、原子炉格納容器スプレイ系統において誤作動が発生しないようにイ</p> | <p>(i) 溢水源の想定 (原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水)</p> <p>① 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水を想定していることを確認。</p> <p>② 当該の溢水源を除外する場合は、原子炉格納容器スプレイ系統において誤作動防止のインターロック等の対策が講じられている設計であることを確認。</p> | <p>(i)</p> <p>① 原子炉格納容器内の防護対象設備は格納容器スプレイ系作動時の耐環境性を有し、格納容器スプレイ系の作動により発生する溢水により原子炉格納容器内の防護対象設備が安全機能を損なわない設計方針であることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> <p>② 格納容器スプレイ系の作動回路は、チャンネルの単一故障を想定してもその機能を失うことがなく、かつ、誤信号発生による誤作動を防止するために、原子炉格納容器圧力異常高の「2 out of 4」信号による自動作動又は中央制御盤上の操作スイッチ2個を同時に操作することによる手動作動とする設計であることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|---|
| <p>ンターロック等の対策が講じられていれば、スプレイ水による溢水を考慮しないことができる。</p> | | <p>補足説明資料において、作動回路及び論理により誤作動が防げること及び誤作動しても耐環境性能を有することが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 1.4.2.2.1 放水による溢水影響評価のうち没水影響評価 (P2-9-別 1-43~46) ></p> |
| | <p>(ii) 溢水量の設定 (原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水)</p> <p>① 溢水量は、全ての原子炉格納容器スプレイポンプが作動し定格のスプレイ流量が放出され、運転員がポンプ停止操作を完了するまでの時間に放出される量とすることを確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>① 上記 (i) において、格納容器スプレイ系が作動しても原子炉格納容器内防護対象設備の安全機能を損なうことがないことを確認しており、溢水量評価を除外している。</p> |

3. 3 地震による溢水

(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|--|
| <p>2. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水</p> <p>流体を内包する機器 (配管、容器) のうち、基準地震動による地震力によって破損が生じるとされる機器について、破損を想定する。</p> <p>基準地震動によって破損し漏水が生じる機器とは、基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドにおいて、耐震設計上の重要度分類 B、C クラスに分類される機器 (以下、「B、C クラス機器」という。) とする。</p> <p>ただし、B、C クラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものについては、漏水を考慮しないことができる。(解説—2. 1. 3—1)</p> <p>漏水が生じるとした機器のうち、防護対象設備</p> | <p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、地震等の自然現象による機器の破損等により生じる溢水における、溢水源及び溢水量を設定する方針としているか。</p> <p>(i) 地震による溢水源の想定</p> <p>① 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」における、耐震設計上の重要度分類 B、C クラスに分類される機器 (以下、「B、C クラス機器」という。) であって、流体を内包する機器 (配管、容器) が、溢水源としていることを確認。</p> <p>補足説明資料において、流体を内包する機器 (配管、容器) が、網羅的に抽出していることが示されていること。また、プラントウォークダウン等により防護対象設備が設置されている建屋等の周辺の屋外タンク等の溢水源を特定した上で、その溢水源の名称、容量、配置等がしめされているか。</p> | <p>(i)</p> <p>① 溢水ガイドを踏まえ、基準地震動による地震力により発電所内で発生する溢水を想定するとしていたことを確認した。ただし、地震以外の自然現象 (津波を除く) 及び地震による屋外タンクの破損による溢水源及び溢水量の想定は、後述 3. 4 節で確認している。</p> <p>具体的な溢水源として、流体を内包する耐震 B、C クラス機器 (配管、容器及び屋外タンク) のうち基準地震動に対する耐震性が確保されない機器及び使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水を想定していることを確認した。</p> <p>なお、防護対象設備が設置されていない水密化区画内で生じる溢水は、溢水源として想定しないとしていることを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定></p> <p>補足説明資料において、地震による燃料取替用水ピット水及び復水ピット水のスロッシングは、水密扉からピット外へ伝播しない設計とする方針であることから、溢水源として想定しないことが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 6-6 燃料取替用水ピット扉等の水密性について (P2-9-別 1 補-396~398) ></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|--|
| <p>への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。</p> <p>溢水量は、以下を考慮して求める。</p> <p>① 配管の場合は、完全全周破断とし、系統の全保有水量が漏えいするものとする。なお、配管の高さや引き回し等の関係から保有水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の保有水量を放出するものとして溢水量を算出できる。</p> <p>ただし、循環水管に破損を想定する場合は、循環水管の構造強度を考慮して、伸縮継手部が全円周状に破損するとして溢水量を求めることができる。</p> <p>② 容器の場合は、容器内保有水の全量流出を想定する。</p> <p>③ 漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>漏えい停止機能に期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求めることができる(付録B参照)。ただし、地震時において漏えいを自動で停止させる場合には、自動で作動する機器、信号などが地震時においても機能喪失しないことが示されていなければならない。また、手動で停止させる場合には、停止までの操作時間が地震時においても妥当であることが示されていなければならない。</p> <p>漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合に当たっては、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていなければならない。</p> | <p>② 溢水源から除外する場合、耐震B、Cクラスの機器について耐震性を確認した耐震評価方法等を確認。</p> <p>注：内包する流体の量が少ないことをもって対象から除外するのは不可。</p> <p>③ 補足説明資料において、以下の事項が示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 工認図書ではなく実施設計の耐震クラスを採用する場合、その確認の具体的な方法(メーカー仕様書やP&ID等)等のエビデンス ・ 評価対象から除外する場合、耐震性や空運用等の根拠 ・ 代表ケースにて溢水伝播評価を行う場合、評価モデルの妥当性・保守性 | <p>② 耐震B、Cクラス機器の耐震強度評価を以下③で確認した。</p> <p>③ 補足説明資料において、以下の耐震B、Cクラス機器の耐震強度評価が示されている。「添付資料1.4.3-2 耐震B、Cクラスの機器の耐震強度評価方法及び評価結果(P2-9-別1-338~367)」</p> <p>耐震強度評価は基準地震動 S_s を用いた動的解析を行い、許容応力以下の機器は溢水源から除外する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 各機器の振動特性に応じたモデル化を行い、設計用床応答スペクトル等を用いた地震応答解析(スペクトルモーダル解析等)を行う。その上で、当該機器の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い、それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。 ・ 容器についてはJEAGに基づく評価、配管については標準支持間隔法又は3次元はりモデル解析を行う。 ・ 配管については建屋相対変位の影響による二次応力の発生を考慮し、一次+二次応力評価を行う。また、一次+二次応力が $2S_y$ を超えた場合は疲労評価を行う。 <p>また、耐震補強工事を行い、上記動的解析結果が許容応力以下となる機器も溢水源から除外する。</p> |
| <p>解説—2. 1. 3-1「B、Cクラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの」について</p> | <p>(ii) 地震による溢水量の設定</p> <p>① 配管は、完全全周破断とし、系統の全保有水量が漏えい量としていることを確認(循環水配管は付録B参照)。</p> | <p>(ii)</p> <p>① 溢水量の算出に当たっては、配管の破損により生じる流出流量と隔離時間とを乗じて得られる漏水量と、隔離範囲内の保有水量を合算して溢水量を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>＜添付八：1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定＞</p> <p>配管については完全全周破断による溢水量を考慮することを確認した。</p> <p>＜添付八：1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定＞</p> <p>補足説明資料において、配管ルートに基づく流出範囲の限定に期待せずに系統又は容器の全保有水量を流出させることが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 1.4.3.2.1 地震による溢水影響評価のうち没水影響評価(P2-9-別1-47~51)＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|--|
| <p>基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものとは、製作上の裕度を考慮することにより、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。</p> | <p>② 容器は、容器内保有水の全量流出を想定していることを確認。</p> <p>③ 対象となった B、C クラス機器については、溢水の影響が最も大きくなるように機器(配管、容器)の破損位置を選定していることを確認。</p> <p>④ 溢水量を算定するにあたり、漏えいを停止させる機能として漏えいを検出する機能に期待する場合、自動又は手動操作によって、以下のとおり考慮する設計としていることを確認。 (漏えい停止を自動で操作させる場合) ・ 地震時において機能喪失しないこと。 (運転員等の手動操作に期待する場合) ・ 手動による停止まで間、地震発生を踏まえた適切な操作時間を考慮すること。また、その手順が明確にされていること。</p> | <p>② 容器の破損により生じる溢水量は、容器内保有水の全量流出を基本としていることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定> 補足説明資料は上記①と同じ。 また、補足説明資料において、海水ポンプエリアの地震による溢水量は全機器の破損想定で算出することが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 4 海水ポンプエリアの溢水影響評価 (P2-9-別 1-80~81) ></p> <p>③ 漏水が生じるとした機器については、防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価するとしていることを確認した。 ただし、上記①の補足説明資料において、配管ルートに基づく流出範囲の限定に期待せずに系統又は容器の全保有水量を流出させることが示されている。</p> <p>④ 運転員の手動操作による漏えい停止が期待できる場合には、隔離時間を考慮して設定するとしていることを確認した。 <添付八： 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定> ただし、上記②及び③の通り、隔離による漏えい停止を期待していないことを確認した。 補足説明資料は上記①と同じ。</p> |

(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|---|
| <p>2. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水が基準地震動による地震力によって生じるスロッシングによってプール外へ漏水する可能性がある場合は、溢水源として想定する。</p> | <p>(i) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水源の想定</p> <p>① 基準地震動 S_s による地震力によって生じる使用済燃料貯蔵プール水のスロッシングを溢水源として想定していることを確認。</p> | <p>(i)</p> <p>① 使用済燃料ピットからの溢水量については、基準地震動により発生するスロッシングによるピット外への漏水量としていることを確認した。</p> <p><添付八: 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定>、<添付八: 1.8.3.4.3 地震起因による溢水影響に対する設計方針 (使用済燃料ピットのスロッシングを含む。) ></p> |
| <p>3. 使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) の溢水評価</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、2. 1 項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p> <p>3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水</p> <p>流体を内包する機器 (配管、容器) のうち、基準地震動による地震力によって、破損が生じるとされる機器について、2. 1. 3 (1) 項の原子炉施設と同じように破損による溢水を想定する。</p> <p>(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水が、地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏水する可能性のある場合は、2. 1. 3 (2) 項の原子炉施設と同じように溢水源として想定する。</p> | <p>(ii) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水量の設定</p> <p>① 基準地震動 S_s による使用済燃料貯蔵プール水のスロッシングによって生じるプール外への漏えい量を、保守的な SFP のモデル化 (水張り状態、ラックやフェンスの考慮の有無等) および境界条件 (壁等による跳ね返り挙動の有無等←川内では考慮有) を設定し流体解析を実施することを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、流体解析を行う上で、以下の事項を考慮していることが示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ モデリングが実際のプールの形状 (水面近傍のダクト、サンブ等) を模擬したものであること (3次元が基本)。 ◇ 3次元形状を簡略化している場合、評価が非安全側になっていないこと。 ◇ 2次元モデルを使用している場合、3次元モデルによるスロッシングを包絡していること。 ◇ 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水量評価について、有限要素法解析のメッシュの設定方法 (シェル要素、ソリッド要素等)、ローラー指示、メッシュの細かさ等の妥当性は示されていること。 | <p>(ii)</p> <p>① 使用済燃料貯蔵ピットのスロッシングによる溢水量算出に当たっては、基準地震動による地震力により生じるスロッシング現象を保守的な初期水位条件における3次元流動解析により評価し、同ピット外へ漏えいする水量を考慮することを確認した。 <添付八: 1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定>、<添付八: 1.8.3.4.3 地震起因による溢水影響に対する設計方針 (使用済燃料ピットのスロッシングを含む。) ></p> <p>② 補足説明資料において、有限体積法で定式化した自由液面二相流モデルによる解法を扱う FLOW-3D 解析コードを用いて、連通部が開放された全てのピットに水張りされた3次元体系で解析を実施していることが示されている。3次元体系のメッシュには床面設置されているシャッター一部が境界面に設定され、水平方向に等分割、鉛直方向は気相を等分割、初期気液界面付近を密、ピット底部に向かって粗になるようにセル分割していることが示されている。<補足説明資料: 09: まとめ資料 添付資料2 使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水影響評価 (P2-9-別 1-396~414) ></p> |

3. 4 その他の要因による溢水

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|--|--|
| | <p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、上記以外の溢水における、溢水源及び溢水量を設定する方針としているか。</p> <p>① 上記以外の溢水源の有無について検討していることを確認。</p> | <p>① 竜巻その他の地震以外の自然現象による屋外タンク等の破損、地下水の流入、機器の誤作動その他の要因による溢水を想定していることを確認した。</p> <p>＜添付八：1.8.2.1 溢水源及び溢水量の想定＞</p> <p>補足説明資料において、屋外タンク破損による溢水防護区画への影響、湧水サンプからの排水機能、機器ドレンや配管以外の機器損傷及び人的過誤を加えた漏えい想定を機器ドレン又は床ドレンで排水して漏えいを早期に検知することが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 5 防護対象設備が設置されている建屋の外からの溢水影響評価（P2-9-別 1-82～92）、「添付資料1.4.4 その他の漏えい事象に対する確認について（P2-9-別 1-383～395）＞</p> <p>また、補足説明資料において、廃棄物処理建屋内の溢水源による没水影響評価が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 3 廃棄物処理建屋の溢水影響評価（P2-9-別 1-76～79）＞</p> |

4. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>2. 2. 3 溢水防護区画の設定</p> <p>溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。</p> <p>全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、2. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図を照合しなければならない。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> | <p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、防護対象設備が設置される区画及び溢水経路を設定する方針としているか。</p> <p>（溢水防護区画の設定）</p> <p>① 溢水に対して防護する設備及び防護するために操作が必要な設備のある場所を評価対象区画（溢水防護区画）とするとしていることを確認。</p> <p>（操作が必要な場所の例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御室 ・ 現場操作が必要な設備へのアクセス通路 <p>補足説明資料において、溢水防護区画が、全ての防護対象設備を対象としていることを、系統図及び配置図により示されているか。</p> <p>② 溢水防護区画の設定は、防護対象設備が設置されている全ての区画を対象に、障壁、堰又はそれらの組み合わせによって区画の境界を設定していることを確認。</p> | <p>（溢水防護区画の設定）</p> <p>① 溢水ガイドを踏まえて、防護対象設備が設置されている全ての場所並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路を対象に溢水防護区画を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>＜添付八：1.8.2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定＞</p> <p>② 溢水防護区画は壁、扉、堰等又はそれらの組合せによって他の区画と分離される区画として設定し、溢水防護区画の水位が最も高くなるように保守的に溢水経路を設定する方針であることを確認した。</p> <p>＜添付八：1.8.2.3＞</p> <p>補足説明資料において、防護経路設定の考え方が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|---|
| <p>2. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるか否かを評価する (図-1)。</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>(1) 溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいの2通りの溢水経路を想定する。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定する。</p> <p>評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。</p> <p>ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b) 床面開口部及び床貫通部</p> <p>評価対象区画床面に床開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。</p> <p>ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待することができる。</p> | <p>(立体的な溢水経路)</p> <p>③ 立面的な溢水経路としては、上層階から階段、機器ハッチ等の床面開口部分を経由して下階へ伝播する場合においても、各階の溢水量が滞留したとして評価し、下の階へ全量が伝播するよう設定するとしていることを確認。</p> <p>(平面的な溢水経路 (溢水防護区画内))</p> <p>④ 平面的な溢水経路としては、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように、当該溢水区画から他区画への流出がないように設定するとしていることを確認。なお、他の区画への流出を期待する場合は、明らかに流出が期待できることを定量的に示されることを確認。</p> | <p>別添資料1 2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定 (P2-9-別1-57~60) ></p> <p>(立体的な溢水経路)</p> <p>③ 上層階の溢水は階段あるいは機器ハッチを経由して下層階へ伝播する経路を設定し、下層階の伝播先区画へ全量が流入する設計方針であることを確認した。 <添付八:1.8.2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定></p> <p>補足説明資料において、階段又は機器ハッチを経由しての上階から下階への溢水伝播経路の概念図が示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 別添資料1 2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定 (P2-9-別1-57~60)、添付資料1.3-2 溢水経路と溢水経路概念図 (P2-9-別1-140~144) ></p> <p>(平面的な溢水経路 (溢水防護区画内))</p> <p>④ 溢水経路は、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように保守的に設定することを確認した。具体的には、<u>溢水ガイドを踏まえて、溢水防護区画内外で発生する溢水を想定した上で、床ドレン、開口部、扉等からの流入又は流出を保守的に設定した条件で当該区画の水位が最も高くなる経路を溢水経路として設定する方針としている</u>ことを確認した。<u>ただし、消火活動時に区画の扉を開放する場合は、扉を開放状態と設定するとしている</u>ことを確認した。また、<u>溢水影響を軽減することを期待する壁、扉、堰等については、基準地震動による地震力に対し健全性を維持し、保守管理や水密扉閉止等の運用を適切に実施するとしている</u>ことを確認した。</p> <p><添付八:1.8.2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定></p> <p>補足説明資料において、想定破損による溢水経路図、放水による溢水経路図、地震に起因する溢水経路図が示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 添付資料1.4.1-2 想定破損による溢水影響評価 (没水影響評価) (P2-9-別1-158~210)、添付資料1.4.2-2 消火活動に係る放水による溢水影響評価 (P2-9-別1-308~332)、添付資料1.4.3-3 地震に起因する溢水影響評価結果及び溢水経路 (P2-9-別1-368~382) ></p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|--|---|
| <p>流出を期待する場合は、床開口部及び床貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>① 評価対象区画の床貫通部にあっては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があって、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>② 評価対象区画の床面開口部にあっては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。</p> <p>ただし、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があって、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合は、他の区画への流出を考慮することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、壁貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 排水設備</p> <p>評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> | <p>(平面的な溢水経路（溢水防護区画外）)</p> <p>⑤ 平面的な溢水経路としては、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流入する水量は多く、排出する水量は少なくなるように設定）なるように設定していることを確認。</p> <p>⑥ ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される溢水源となる機器等は、共用の有無に係わらずその建屋内で単一の溢水源を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮していることを確認。</p> | <p>(平面的な溢水経路（溢水防護区画外）)</p> <p>⑤ 溢水防護区画外で発生する溢水に対しては、床ドレン、天井面開口部及び貫通部、壁貫通部並びに扉から溢水防護区画内への流入を想定した条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を設定する方針であることを確認した。ただし、床ドレン、天井面開口部及び貫通部、壁貫通部並びに扉に流入防止対策が施されている場合は溢水防護区画外からの流入を考慮しない方針であることを確認した。</p> <p>＜添付八：1.8.2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定＞</p> <p>補足説明資料において、床ドレン（逆止弁を設置している場合を除く）、天井面開口部と貫通部（流入防止策を設置している場合を除く）、壁貫通部、扉（水密扉を除く）からの流入、堰を超える流出を考慮する（排水設備の排水は考慮しない）ことが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料別添資料1 2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定（P2-9-別1-57～60）＞</p> <p>⑥ 3号及び4号炉で共用する制御建屋内の溢水源となる機器等は共用されておらず、溢水防護区画も分離されていることを確認した。また、3号及び4号炉で共用する海水ポンプエリアについてはエリア内で単一の溢水源を想定していることを確認した。3号及び4号炉で共用する廃棄物処理建屋には溢水防護区画の設定はないものの、建屋内で単一の溢水源に対して各号炉の原子炉周辺建屋への伝播を防止する設計方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、制御建屋内の溢水源及び溢水経路、海水ポンプエリアの溢水影響評価、廃棄物処理建屋の溢水影響評価が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料1.4.1-2 想定破損による溢水影響評価（没水影響評価）（P2-9-別1-158～210）、添付資料4 海水ポンプエリアの溢水影響評価（P2-9-別1-450～454）、添付資料3 廃棄物処理建屋の溢水影響評価（P2-9-別1-415～449）＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|-------------|------------|
| <p>溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくなるように設定）なるように溢水経路を設定する。</p> <p>評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a)床ドレン</p> <p>評価対象区画の床ドレン配管が他の区画と繋がっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。</p> <p>ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p> <p>(b)天井面開口部及び貫通部</p> <p>評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全量が流入するものとする。</p> <p>ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p> <p>(c)壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。</p> <p>ただし、評価対象区画の境界壁に貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> | | |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|-------------|-------------|
| <p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。</p> <p>当該扉が水密扉である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密扉は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰</p> <p>溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備</p> <p>評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>(2) 溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出</p> <p>溢水防護区画の評価で没水、被水評価の対象区画の分類例を図-2に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。</p> <p>各項目の算出方法を以下に示す。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法</p> <p>影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。</p> <p>水位：Hは、下式に基づいて算出する。</p> <p>$H = Q / A$</p> | | |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|-------------|-------------|
| <p>ただし、各項目は以下とする。</p> <p>Q : 流入量 (m³) 「2. 1 溢水源及び溢水量の想定」で想定した溢水量に基づき、「2. 2. 4 (1) 溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。</p> <p>A : 滞留面積 (m²) 評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。</p> <p>なお、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり (コンクリート基礎等) 範囲を除く有効面積を滞留面積とする。</p> <p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 被水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。 飛散距離 : Xは次式に基づいて算出する。(図-4)</p> <p>ただし、各項目は以下とする。 V=噴出速度 (m/s) φ=噴出角度 (破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離Xが最大となるφを採用する) H=破損位置の床上高さ (m) g=重力加速度 (m/s²) P=管内圧力 (Pa) γ=水の比重量 (kg/m³)</p> <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができる。</p> <p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法 蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。 評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場</p> | | |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|-------------|-------------|
| <p>合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。</p> <p>ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</p> <p>3. 2. 3 溢水防護区画の設定</p> <p>溢水防護に対する評価対象区画は、3. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。</p> <p>全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、3. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図とを照合しなければならない。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> | | |

5. 防護対象設備を防護するための設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|--|
| <p>(溢水による損傷の防止等)</p> <p>第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等(重大事故等対処設備を含む。)への措置を含む。</p> <p>2 第1項規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む)、消火系統等の作動又は使用済燃料貯蔵槽のスロッシングにより発生する溢水をいう。</p> <p>3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。</p> | <p>防護対象設備は、溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針としているか。</p> <p>また、原子炉制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路に対しては、環境条件等を考慮しても、接近の可能性が失われない設計方針としているか。</p> <p>(基本的な防護設計方針)</p> <p>① 発電用原子炉施設内における溢水に対して、防護する必要がある設備の安全機能が損なわれない設計とすることを確認。(具体的設計方針の確認は(1)～(5))</p> <p>(重要度の特に高い安全機能を有する系統に対する基本的な防護設計方針)</p> <p>② 重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能が損なわれないよう(信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)に別の溢水防護区画に設置するなどの設計とすることを確認。</p> <p>(運用上の措置)</p> <p>③ 発電用原子炉施設内における溢水に対して、防護する必要がある設備の安全機能が損なわれない設計とするための運用を確認。</p> | <p>(基本的な防護設計方針)</p> <p>① 防護対象設備は、破損、消火水の放水及び地震等による溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針であることを以下(1)～(4)で確認した。</p> <p>また、原子炉制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路に対しては、環境条件等を考慮しても、接近の可能性が失われない設計方針であることを以下(1)～(3)で確認した。</p> <p>また、使用済燃料ピットが地震に伴うスロッシングによってピット外へ漏水しても、当該ピットの冷却及び給水ができる設計方針であることを以下(5)で確認した。</p> <p>(重要度の特に高い安全機能を有する系統に対する基本的な防護設計方針)</p> <p>② 没水又は被水により防護対象設備が同時に安全機能を損なわない設計方針であることを以下(1)及び(2)で確認した。</p> <p>(運用上の措置)</p> <p>③ 想定破損による溢水源の手動隔離、低エネルギー配管の減肉管理、消火栓からの不必要な放水の防止、水密扉の開閉管理、防護対象設備の機能維持に必要な設備の保守管理、タンク水位制限管理等の運用を定める方針であることを以下(1)～(4)で確認した。</p> |

(1) 没水の影響に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|--|
| <p>(3) 影響評価</p> <p>原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。</p> <p>a. 没水による影響評価</p> <p>想定される溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、2.2.2項で選定された防護対象設備の設置位置を超えないことを確認する。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、歩行に影響のない水位(階段堰高さ)であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、設置位置及びアクセス通路の水位が判断基準を超える場合又は環境の温度、放射線により現場操作が必要な設備へ接近できないと判断される場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>(3)の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮し、安全評価指針に基</p> | <p>防護対象設備は、没水影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針としているか。また、必要に応じて溢水源に対する対策を講じることとしているか。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>(i) 防護対策設備に対する防護</p> <p>① 溢水水位に対し、防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価することを確認。</p> <p>(機能喪失高さ)</p> <p>② 没水影響評価において、防護対象設備が想定される没水高さに対して機能喪失高さを超えない設計方針であることを確認。</p> | <p>確認結果 (大飯34)</p> <p>(i)</p> <p>① 溢水ガイドを踏まえ、没水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とされていることを確認した。</p> <p><添付八：本文></p> <p>防護対象設備が、多重性又は多様性を有し、各々を別区画に設置することにより、同時に安全機能を損なわない設計とすること、</p> <p><添付八：1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針>、<添付八：1.8.2.4.2 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針>、<添付八：1.8.2.4.3 地震起因による溢水影響に対する設計方針(使用済燃料ピットのスロッシングを含む。)></p> <p>その際、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮することを確認した。</p> <p><添付八：本文></p> <p>補足説明資料において、溢水量と溢水経路の滞留面積から算出した溢水水位が、防護対象設備の機能喪失高さを超えないこと、あるいは多重性又は多様性を有する安全機能が同時に機能喪失しないことが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 付資料 1.4.1-2 想定破損による溢水影響評価(没水影響評価)(P2-9-別 1-158~210)、添付資料 1.4.2-2 消火活動に係る放水による溢水影響評価(P2-9-別 1-308~332)、添付資料 1.4.3-3 地震に起因する溢水影響評価結果及び溢水経路図(P2-9-別 1-368~382)></p> <p>(機能喪失高さ)</p> <p>② 溢水による水位が、溢水の影響を受けて防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ(以下「機能喪失高さ」という。)を上回らない設計とされていることを確認した。</p> <p><添付八：1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針>、<添付八：1.8.2.4.2 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針>、<添付八：1.8.2.4.3 地震起因による溢水影響に対する設計方針(使用済燃料ピットのスロッシングを含む。)></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|------------------------|--|--|
| <p>つき安全解析を行う必要がある。</p> | <p>(裕度)</p> <p>③ 機能喪失高さは、想定される没水高さに対して裕度が考慮されて設定されていることを確認。</p> <p>(例)</p> <p>中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、歩行に影響のない水位であること及び必要に応じて環境条件 (放射線量等) を考慮すること。</p> | <p>補足説明資料において、防護対象設備の各機器の機能喪失高さの考え方と評価が示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 別添資料1 1.4.1.2.1 想定破損による溢水影響評価のうち没水影響評価 (P2-9-別1-19~32)、別添資料1 1.4.2.2.1 放水による溢水影響評価のうち没水影響評価 (P2-9-別1-43~46)、別添資料1 1.4.3.2.1 地震による溢水影響評価のうち没水影響評価 (P2-9-別1-47~51) ></p> <p>(裕度)</p> <p>③ ②の設計とした上で、<u>流入状態、溢水源からの距離、運転員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とする</u>ことを確認した。</p> <p><添付八:1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針>、<添付八:1.8.2.4.2 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針>、<添付八:1.8.2.4.3 地震起因による溢水影響に対する設計方針 (使用済燃料ピットのスロッシングを含む。) ></p> <p>補足説明資料において、想定破損による上階からの電気盤没水は常時閉扉を介した伝播経路であることから上階からの伝播によるゆらぎの影響は考えないこと、消火栓による放水活動は電気盤筐体内水位のゆらぎに寄与しないこと、同放水活動が発火源から距離のあるファンに対してゆらぎの影響が小さいこと、地震時の上階からの高圧注入ポンプへの伝播経路に距離があることでゆらぎの影響が小さいことを示しているが、裕度が10cm以下の設備には堰等の防護対策を追加することを併せて示している。<補足説明資料:09:まとめ資料 補足資料12-1 防護対象設備における機能喪失高さの裕度が小さい場合の揺らぎの影響評価 (P2-9-別1補-547~551) ></p> <p>また、ゆらぎ高さを10cmとすることが示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 補足資料12-2 没水評価における保守性及びゆらぎ対策について (P2-9-別1補-552~554) ></p> |
| | <p>(ii) 溢水源に対する防護</p> <p>① 防護対象設備の安全機能が損なわれないようにするため、「3.」で設定した溢水源に対して没水影響の観点から対策を講じる場合には、その対策を確認。</p> <p>想定する機器破損等により生ずる溢水を発生要因とし、新たに構造物で区画化する対策を講じる場合には、その設計方針を確認する。</p> <p>補足説明資料において、対策工事の内容、その対策の成立性及び構造物を加えることによる影響</p> | <p>(ii)</p> <p>① 上記(i)及び以下溢水源対策の<u>いずれの設計方針も満足しない場合は、壁、扉、堰等による没水対策を実施する</u>ことを確認した。 <添付八:本文></p> <p><u>現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としている</u>ことを確認した。 <添付八:本文></p> <p>補足説明資料において、3号機の安全補機開閉器(B)室への溢水経路に500mm堰の対策を、3号機制御用空気圧縮機(A及びB)室給気ファン、3号機原子炉トリップ遮断盤及び4号機原子炉トリップ遮断盤にそれぞれ500mm、180mm、180mm堰の対策を、4号機高圧流入ポンプ(A)室に800mm堰の対策を実施することが示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 添付資料1.4.1-2 想定破損による溢水影響評価(没水影響評価)(P2-9-別1-158~210)、添付資料1.4.2-2 消火活動に係る放水</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|---|---|
| | <p>（区画内外の設備に対する環境条件の変化に対する健全性、現場操作性、点検保守性、アクセス性の確保等）が検討されていることが示されているか。</p> | <p>による溢水影響評価（P2-9-別1-308～332）、添付資料1.4.3-3 地震に起因する溢水影響評価結果及び溢水経路図（P2-9-別1-368～382）></p> <p>また、想定破損又は放水においてアクセス通路の水位が歩行に影響がないこと及び必要に応じて環境温度、放射線量、薬品等による影響を考慮しても運転員が現場にアクセスできることが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料15 運転員のアクセス性（温度、放射線、薬品及び漂流物）（P2-9-別1補-565～572）></p> <p>（想定破損）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溢水による水位が機能喪失高さに到達する前に、各々の系統で閉止を期待する弁が自動閉止することにより、系統が隔離され、機能喪失高さを上回らない設計とすることを確認した。 ・ 想定破損発生時に没水する防護対象設備には、機能要求がない設計とすることを確認した。 <添付八：1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針> ・ 漏えい検知システム等により溢水の発生を早期に検知し、隔離により漏えい停止を行う場合は、運転員による中央制御室及び補機制御室からの遠隔操作が自動又は手動により操作ができる設計とすることを確認した。 補足説明資料において、「想定破損の配管範囲を手動又は一部自動で隔離することが示されている。 <補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料1.4.1.2.1 想定破損による溢水影響評価のうち没水影響評価（P2-9-別1-19～32）、添付資料1.4.1-2 想定破損による溢水影響評価（没水影響評価）（P2-9-別1-158～210）> <p>（消火）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 消火水の放水による溢水に対しては、火災により壁貫通部の止水機能が損なわれ当該貫通部からの消火水の流入を想定しても、防護対象設備が機能喪失しない設計方針としていることを確認した。 <添付八：1.8.2.4.2 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針> <p>（地震）</p> <p>上記3.3(1)(i)において、耐震補強工事を実施する設備は溢水源から除外する設計方針としていることを確認した。</p> |

(2) 被水の影響に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|---|
| <p>b. 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる配管が直視できる場合には、図-5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。(解説 2. 2. 4-2)</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあっては、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象</p> | <p>防護対象設備は、被水影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針としているか。また、必要に応じて溢水源に対する対策を講じることとしているか。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>(i) 防護対策設備に対する防護</p> <p>① 溢水水位に対し、防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価することを確認。</p> <p>(防滴仕様)</p> <p>② 防護対象設備が、JISで規定されている防滴仕様である場合、被水試験等により確認された防滴機能を有する設計とすることを確認。</p> | <p>確認結果 (大飯34)</p> <p>(i)</p> <p>① 溢水ガイドを踏まえ、被水による影響として、破損した機器からの飛散による被水、天井面の開口部や貫通部からの被水及び消火水の放水による被水の影響を想定している。その上で、これら被水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とされている。具体的には、被水による影響を受ける範囲に防護対象設備が設置される場合は、以下のいずれかの設計を行う方針としている。ただし、多重性又は多様性を有し各々を別区画に設置している防護対象設備で、同時に機能を失わない場合は、機能が維持されるとしていることを確認した。</p> <p><添付八:1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針>、<添付八:1.8.2.4.2 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針>、<添付八:1.8.2.4.3 地震起因による溢水影響に対する設計方針 (使用済燃料ピットのスロッシングを含む。) ></p> <p>補足説明資料において、「いずれかの設計」とは、次の②の措置又は対策と示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 別添資料1 1.4.1.2.2 想定破損による溢水影響評価のうち被水影響評価 (P2-9-別1-33~38) ></p> <p>(防滴仕様)</p> <p>② 以下を満足しない場合は防護対象設備が防滴仕様であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溢水防護区画内において、被水による影響を評価するための区画 (以下、「評価対象区画」という。) に流体を内包する機器を設置している場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていること。 ・ 評価対象区画に流体を内包する機器を設置していない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないこと。 ・ 評価対象区画に流体を内包する機器を設置しておらず、天井面に開口部が存在する場合は、開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策をしていること。 ・ 評価対象区画に流体を内包する機器を設置しておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、か |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|--|
| <p>設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>①項の「被水防護措置」とは、障壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等を行い、被水防護措置がなされている場合の例を図-6に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>解説-2. 2. 4-2 「被水による影響評価」</p> <p>被水による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。</p> <p>「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> </div> <p>(4) 溢水による影響評価の判定</p> <p>(3)の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> | <p>(被水対策措置)</p> <p>③ 防護対象設備の安全機能が損なわれないようにするため、以下の場合には、防護対象設備に対し被水防護措置がなされることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 溢水防護区画に流体を内包する機器が設置されている場合 ➢ 溢水防護区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合 <p>補足説明資料において、被水防護措置のうち、防水板等による被水防護等を行う場合は、試験等により、その効果が検証されることが示されているか。また、これらの防護措置により、放熱できないことなどにより本来の機能を阻害されないことを考慮しているか。</p> <p>④ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて環境条件（放射線量等）を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認。</p> | <p>つ、開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策をしていない場合は、防護対象設備に対し被水防護措置をしていること。</p> <p>＜添付八：1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針＞ 補足説明資料において、防滴仕様例が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料7-1 被水影響評価について（P2-9-別1補-459～465）＞</p> <p>(被水対策措置)</p> <p>③ ②を満足しない場合は被水防護措置を実施する。なお、保護カバーやパッキンにより安全機能を損なわない設計としている設備は、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験により確認するとしていることを確認した。＜添付八：1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針＞ タンク、熱交換器、フィルター等被水しても機能を喪失しない静的機器は被水防護措置を実施しないことを確認した。 補足説明資料において、静的機器は被水しても機能を維持すること、保護カバーやシール材処理が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 1.4.1.2.2 想定破損による溢水影響評価のうち被水影響評価（P2-9-別1-33～38）＞</p> <p>④ 現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としていることを確認した。 補足説明資料において、水位、温度、薬品、放射線、漂流物により運転員のアクセス性が阻害されないことが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料15 運転員のアクセス性（温度、放射線、薬品及び漂流物）（P2-9-別1補-565～572）＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|---|--|
| | <p>(ii) 溢水源に対する防護</p> <p>① 防護対象設備の安全機能が損なわれないようにするため、「3.」で設定した溢水源に対して被水影響の観点から対策を講じる場合には、その対策を確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>(破損想定)</p> <p>① 想定破損による被水影響に対して、一部のポンプ、弁、圧縮機、ファン、ダンパ、冷凍機、現場操作箱、制御盤に被水対策を実施する設計方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、被水防護対象設備が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 1.4.1-3 想定破損による溢水影響評価（被水影響評価）（P2-9-別 1-211～232）＞</p> <p>(消火水の放水)</p> <p>消火水の放水による被水影響については、想定破損と同じ設計方針とすることを確認した。</p> <p>消火水の放水による被水の影響については、防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことで、安全機能を損なわない運用を行う設計としていることを確認した。＜添付八：10.6.2.6 手順等＞</p> <p>補足説明資料において、放水による被水影響拡大防止の運用のことが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料 5-2 消火栓からの放水による溢水影響評価における消火活動の運用（P2-9-別 1 補-320～328）＞</p> <p>(地震)</p> <p>地震による被水影響については、想定破損と同じ設計方針とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、地震による被水影響評価について示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料 1 1.4.3.2.2 地震による溢水影響評価のうち被水影響評価（P2-9-別 1-51）＞</p> |

(3) 蒸気放出の影響に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|---|
| <p>c. 蒸気による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図-7に示す蒸気の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。(解説2. 2. 4-3)</p> <p>① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあっては、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、耐蒸気仕様 (想定される温度等を考慮した仕様) であることを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失わ</p> | <p>防護対象設備は、蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針としているか。また、必要に応じて溢水源に対する対策を講じることとしているか。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>(i) 防護対策設備に対する防護</p> <p>① 蒸気の拡散による影響を確認するために解析等を実施することを確認。</p> <p>補足説明資料において、蒸気評価を行う際に以下の点を考慮することが示されているか。</p> <p>➢ 汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、蒸気拡散計算の目的に照らして、使用したソフトウェアにより評価できること (適用性、評価条件の妥当性及び総合的な保守性)。</p> | <p>確認結果 (大飯34)</p> <p>(i)</p> <p>溢水ガイドを踏まえ、蒸気影響を及ぼすおそれのある配管等は、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計としていることを確認した。</p> <p>高エネルギー配管の想定破損に対して、一般部については応力評価に応じて貫通クラック又は完全全周破断、ターミナルエンドについては完全全周破断を想定し、蒸気の影響を受けて防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする方針について確認した。 <添付八：1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針></p> <p>補足説明資料において、耐震B、Cクラス機器で高圧・高温流体を内包する機器は基準地震動S_sによる地震力に対して耐震性を確保し、蒸気放出源から除外することが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 1.4.3.2.3 地震による溢水影響評価のうち蒸気影響評価 (P2-9-別1-52~53)></p> <p>また、原子炉格納容器外の化学体積制御系抽出配管、補助蒸気系補助蒸気供給配管及び蒸気発生器ブローダウンサンプル系配管の破損想定に対する蒸気影響評価が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料1.4.1-4 破損想定による溢水影響評価 (蒸気影響評価) (P2-9-別1-233~288)></p> <p>① 防護対象設備に対する、漏えい蒸気の拡散による影響を確認するために、熱流体解析コード (GOTHICコード) を用い、実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施する方針であることを確認した。 <添付八：1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針></p> <p>補足説明資料において、蒸気漏えい範囲、蒸気拡散範囲を設定し、蒸気拡散解析を実施することが示されている。また、蒸気拡散解析へのGOTHICコードの適用妥当性について示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料1.4.1-4 破損想定による溢水影響評価 (蒸気影響評価) (P2-9-別1-233~288)></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|--|
| <p>れないことを確認する。 上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>④の「蒸気防護措置」とは、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護処置等をいう。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>解説-2. 2. 4-3 「蒸気による影響評価」 蒸気による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。 「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸気の拡散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> </div> <p>(4) 溢水による影響評価の判定 (3)の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)。 内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> | <p>➤ 汎用3次元流体ソフトウェア等を使用しないで拡散範囲を算出する場合には、複数の区画全体に蒸気が拡散する前提としていること等の保守側に評価されていること。</p> <p>(耐蒸気仕様)</p> <p>② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認。例えば、防護対象設備が、耐蒸気仕様(想定される温度等を考慮した仕様)である。 補足説明資料において、蒸気に対する防護措置のうち、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護等を行う場合は、試験等により、その効果が検証されることが示されているか。</p> <p>③ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認。</p> | <p>確認結果 (大飯34)</p> <p>(耐蒸気仕様)</p> <p>② 高エネルギー配管等の破損を想定した場合、発生する漏えい蒸気に対して、蒸気暴露試験又は机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件(圧力、温度及び湿度)を超えることがないように防護対象施設は、(ii)のいずれかの設計を行う方針としていることを確認した。 なお、破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響を考慮していることを確認した。 ＜添付八：1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針＞ 補足説明資料において、電動弁駆動部、空気作動弁、ダンパ、計器、現場盤、モータケーブル接続部及び中継端子箱については実際に蒸気暴露する耐蒸気性能試験での評価、また電動弁のモータについては机上評価を実施することが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料4-11 耐蒸気性能試験の概要(P2-9-別1補-268～301)、「補足資料4-13 モータの耐蒸気性能評価について(P2-9-別1補-306～311)＞ また、補足説明資料において、配管破損箇所と防護対象設備との位置関係から直接噴流による蒸気温度が耐蒸気性能試験の範囲に収まることが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料4-6 配管破損箇所と防護対象設備との位置関係による影響について(P2-9-別1補-230～234)＞</p> <p>③ 現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としていることを確認した。 補足説明資料において水位、温度、放射線、薬品及び漂流物の観点から運転員のアクセス性のことが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料15 運転員のアクセス性(温度、放射線、薬品及び漂流物)(P2-9-別1補-565～572)＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|--|---|
| | <p>(ii) 溢水源に対する防護</p> <p>① 防護対象設備の安全機能が損なわれないようにするため、「3.」で設定した溢水源に対して蒸気影響の観点から対策を講じる場合には、その対策を確認。</p> <p>想定する機器破損等により生ずる溢水を発生要因とし、新たに構造物で区画化する対策を講じる場合には、その設計方針を確認する。</p> <p>補足説明資料において、対策工事の内容、その対策の成立性及び構造物を加えることによる影響（区画内外の設備に対する環境条件の変化に対する健全性、現場操作性、点検保守性、アクセス性の確保等）が検討されていることが示されているか。</p> | <p>(ii)</p> <p>① (破損想定)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、自動又は手動による隔離を行う設計とすることを確認した。 ・ 上記の対策だけでは、その防護対象設備の健全性が確保されない破損想定箇所については、防護カバーを設置することを確認した。 <p style="text-align: right;"><添付八： 1.8.2.4.1 想定破損による溢水影響に対する設計方針></p> <p>補足説明資料において、蒸気漏えいの自動検知による補助蒸気系補助蒸気供給配管の自動隔離、化学体積制御系抽出配管及び非再生冷却器入口並びに蒸気発生器ブローダウンサンプル配管は自動検知による遠隔手動隔離操作を行うことが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 1.4.1.2.3 想定破損による溢水影響評価のうち蒸気影響評価（P2-9-別1-39～42）></p> <p>補足説明資料において、補助蒸気配管はのほう酸補給タンク補助蒸気入口配管ターミナルエンド部に防護カバーを設置して蒸気の漏えいを抑制することが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料4-8 防護カバーの設計と管理について（P2-9-別1補-253～263）></p> <p>(地震)</p> <p>上記（i）にて確認した。</p> |

(4) その他の要因による溢水に対する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|--|---|
| | <p>防護対象設備は、上記以外の溢水影響に関して、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針か。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>① 地震に起因する機器の破損等により生じるBクラス及びCクラスの屋外タンク等の建屋外の溢水源に対して、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> <p>② 地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸水が生じる場合には、その浸水量を加味した溢水に対して防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> | <p>① 竜巻その他の地震以外の自然現象による屋外タンク等の破損に対しては、溢水防護区画内に設置される防護対象設備の安全機能が損なわれるおそれがある場合、壁、扉、堰等により溢水防護区画内への浸水を防止する設計としていることを確認した。 <添付八： 1.8.2.6 防護対象設備設置建屋外からの溢水評価に関する設計方針></p> <p>なお、津波、地滑り、竜巻及び降水による屋外タンク等の破損については、6.にて確認する。補足説明資料において、地震、地震による地滑り、大雨による地滑り、竜巻及び降水による屋外タンク等の破損による溢水に対しては、流入防止対策により溢水防護区画への流入を防止する設計方針が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料 11-2 別のハザードからの溢水について (P2-9-別1補-520~541)></p> <p>② 地下水に対しては、建屋最下層にある湧水サンプに集水する設計とし、湧水サンプポンプにより溢水防護区画へ地下水が流入しない設計としていることを確認した。</p> <p>湧水サンプポンプ、湧水サンプポンプ電源及び吐出ラインは、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保するとともに、湧水サンプポンプ電源は非常用母線に接続することにより、その機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認した。</p> <p><添付八： 1.8.2.6 防護対象設備設置建屋外からの溢水評価に関する設計方針></p> <p>補足説明資料において、湧水サンプとポンプによる排水機能を有すること、それら設備が基準地震動S_sに対しても弾性変形域にあること、湧水サンプエリアは水密扉と壁貫通部シール材処理でエリア外への浸水防止対策がなされていることから、湧水を溢水源から除外できることが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 5.3 湧水サンプからの溢水影響評価 (P2-9-別1-92)、「添付資料 5.3 湧水サンプからの溢水影響評価 (P2-9-別1-538~540)></p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|---|--|
| | <p>③ 機器の誤作動による漏えい事象に対して、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> | <p>③ <u>機器の誤作動による漏えい事象に対して、漏えい検知システム等による早期検知が可能とし、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計としている</u>ことを確認した。 <添付八： 1.8.2.4.4 その他の溢水影響に対する設計方針></p> <p>補足説明資料において、機器ドレン破損、機器の誤動作、配管以外の機器損傷、人的過誤による溢水については床ドレン排水又は機器ドレン排水による漏えい検知が可能であることが示されている。ただし、非常用母線原子炉パワーセンター（B）室の消火栓を使用する際は消火要員の監視により漏えい検知が可能なが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 1.4.4 その他の漏えいに対する確認について（P2-9-別 1-383～395）></p> <p><u>建屋外の防護対象設備である海水ポンプについて、海水ポンプエリア内外で生じる溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針としている</u>ことを確認した。</p> <p>また、<u>当該エリア内で生じる溢水に対しては、海水ポンプエリア浸水防止蓋によって排出する設計方針としている</u>ことを確認した。</p> <p>海水ポンプエリア内で発生する想定破損による低エネルギー配管の貫通クラックによる溢水、消火水の放水による溢水及び降水による溢水を海水ポンプエリアから海水ポンプ室浸水防止蓋によって排出できる設計とし、海水ポンプエリア内の防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認した。</p> <p>なお、溢水ガイドに基づき、海水ポンプ室浸水防止蓋のうち排出量が最も大きい1箇所からの流出は期待しないものとして排出量を算出する。また、防護対象設備の機能喪失高さは、発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計方針であることを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><添付八： 1.8.2.5 海水ポンプエリアにおける溢水評価に関する設計方針></p> <p>補足説明資料において、海水ポンプエリア内の想定破損、放水又は地震による溢水量を海水ポンプエリア浸水防止蓋により排水し、海水ポンプの機能喪失高さ以下に没水高さを抑えられることが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 4 海水ポンプエリアの溢水影響評価（P2-9-別 1-450～454）></p> <p>また、海水ポンプエリア内の降水による溢水は海水ポンプエリア浸水防止蓋により排水し、海水ポンプの機能喪失高さ以下に没水高さを抑えられることが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料 11-2 別のハザードからの溢水について（P2-9-別 1 補-520～541）></p> |

(5) 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|--|
| <p>3. 2 溢水影響評価</p> <p>3. 2. 1 使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) に対する溢水影響評価</p> <p>溢水に対する使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) 設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができることを確認する。</p> <p>プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) 冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要が生じた場合、使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) を保安規定で定めた水温 (65℃以下) 以下に維持できること。</p> <p>プールへの給水にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) 補給水系に外乱が生じ、給水を維持する必要が生じた場合、使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) を燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水を維持できること。</p> <p>3. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるか否かを評価する。(図-8)</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象</p> | <p>使用済燃料ピット水が地震に伴うスロッシングによってピット外へ漏水しても、当該ピットの冷却及び給水ができる設計方針としているか。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>① 発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) 設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができる設計とすることを確認。</p> <p>② プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) 冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要が生じた場合、使用済燃料貯蔵プール (使用済燃料ピット) を保安規定で定めた水温 (65℃以下) 以下に維持できること。</p> <p>③ また、同ピットの水位低下時の給水機能 (使用済燃料ピット中央水面において設計基準線量率 0.01mSv/h 以下に維持するための機能) を有する設計方針としていることを確認。</p> | <p>確認結果 (大飯34)</p> <p>① 使用済燃料ピットの冷却及び給水機能の維持に必要な設備の没水、被水、蒸気放出の影響に対する安全機能維持に係る設計に加え、使用済燃料ピットが、スロッシング後においても、ピット冷却機能及び遮蔽機能維持に必要な水位を確保する設計方針としていることを確認した。</p> <p>＜添付八：1.8.3.4 使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能の維持に必要な設備の溢水影響に関する設計方針＞</p> <p>補足説明資料において、使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能の維持に必要な防護対象設備の選定が示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 2.4.1 想定破損による溢水 (P2-9-別1-60~67)、別添資料1 2.4.2 放水による溢水 (P2-9-別1-67)、「別添資料1 2.4.3 地震による溢水 (P2-9-別1-68~70) ></p> <p>② 使用済燃料ピットのスロッシング後の水位が最も厳しい初期条件等を想定しても水温 65℃以下に維持する方針としていることを確認した。</p> <p>＜添付八：1.8.3.4 使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能の維持に必要な設備の溢水影響に関する設計方針＞</p> <p>基準地震動 Ss によって発生する使用済燃料ピットからのスロッシングによる溢水を想定しても、使用済燃料ピット冷却機能及び給水機能の維持に必要な防護対象設備の機能を喪失しないことが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 2.4.4 使用済燃料ピットのスロッシングによる水位低下の評価 (P2-9-別1-71~72)、別添資料1 2.4.5 使用済燃料ピットのスロッシングに対する冷却機能及び給水機能の維持の確認 (P2-9-別1-73~75) ></p> <p>③ 使用済燃料ピットのスロッシング後の水位が最も厳しい初期条件等を想定しても、使用済燃料の放射線に対する遮蔽機能 (水面の設計基準線量率 $\leq 0.02\text{mSv/h}$) の維持に必要な水位を確保する方針としていることを確認した。</p> <p>＜添付八：1.8.3.4 使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能の維持に必要な設備の溢水影響に関する設計方針＞</p> <p>基準地震動 Ss によって発生する使用済燃料ピットからのスロッシングによる溢水を想定しても、使用済燃料の冷却及び放射線遮蔽に必要な水位が確保されることが示されている。＜補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料1 2.4.4 使用済燃料ピットのスロッシングによる水位低下の評価 (P2-9-別1-71~72)、別添資料1 2.4.5 使用済燃料ピットのスロッシングに対する冷却機能及び給水機能の維持の確認 (P2-9-別1-73~75) ></p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|-------------|------------|
| <p>とする。</p> <p>溢水影響評価方法は、原子炉施設と同様の方法を用いる。</p> <p>（１）溢水経路の設定 溢水経路の設定にあたっては、以下の経路を考慮して設定する。溢水経路の設定方法は、</p> <p>2. 2. 4（１）の原子炉施設の溢水経路の設定と同じ方法を用いる。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路 b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>（２）溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価に用いる以下の各項目の算出は、2. 2. 4（２）の原子炉施設の算出方法と同じ算出方法を用いる。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>（３）影響評価 原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。確認方法は、2. 2. 4（３）の原子炉施設の影響評価と同じ。</p> <p>a. 没水による影響評価 b. 被水による影響評価 c. 蒸気による影響評価</p> <p>（４）溢水による影響評価の判定 （３）の影響評価の結果から内部溢水に対して、使用済燃料貯蔵プールの冷却及び給水機能が失われないこと。</p> | | |

6. 溢水防護区画外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|--|---|
| | <p>防護対象設備が設置されている溢水防護区画については、溢水防護区画外からの溢水に対する流入防止を講じる方針としているか。(溢水経路に関する対策)</p> <p>① 発生した溢水について、流入を考慮しない場合は、区画境界壁貫通部に密封処理等の防止対策が、地震、火災等により損傷することがないように設計すること確認。</p> | <p>(溢水経路を担保する耐震性)</p> <p>① 溢水影響を軽減することを期待する壁、扉、堰等については、基準地震動による地震力に対し健全性を維持し、保守管理や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとするを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><添付八：1.8.2.3 溢水防護区画及び溢水経路の設定></p> <p>(水密区画)</p> <ul style="list-style-type: none"> 防護対象設備が設置されている原子炉周辺建屋及び制御建屋には、E.L.+11.4m まで水密扉設置及び貫通部止水処置の流入防止対策を実施しており、地震時にはこれら建屋内に溢水が流入しないことを確認した。 <p>補足説明資料において、地震時の溢水影響評価が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 5.2 屋外タンクからの溢水影響評価 (P2-9-別 1-466~537) ></p> <p>(貫通部)</p> <ul style="list-style-type: none"> 配管、電線管等の壁貫通部シール材の強度及び止水性能は 20m 静水圧に耐えられ、地震時に貫通部と管との変位がシール材に与える影響は軽微であり、地震後の止水性能は低下しないことを確認した。 <p>補足説明資料において、貫通部シール材の強度及び止水性能が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 5.2 屋外タンクからの溢水影響評価 (P2-9-別 1-466~537) ></p> <p>(火災)</p> <ul style="list-style-type: none"> 消火水の放水による溢水に対しては、火災により壁貫通部の止水機能が損なわれ当該貫通部からの消火水の流入を想定しても、防護対象設備が機能喪失しない設計方針としていることを確認した。 <p style="text-align: right;"><添付八：1.8.2.4.2 消火水の放水による溢水影響に対する設計方針></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|-------------------|--|--|
| | <p>② 貯水池、廃棄物処理建屋、Bクラス及びCクラスの屋外タンク等の建屋外の溢水源を想定して、流入防止対策を講じる設計方針とすることを確認。</p> <p>③ タービン建屋内で生じる溢水については、津波時の海水の流入状態を考慮した循環水管の伸縮継手の破損を設定し、溢水により水没する範囲に開口部を設置しないことや溢水防護区画との境界貫通部に流入防止対策を講じる設計とすることを確認。</p> | <p>② 建屋外の溢水源に対して、防護対象設備が設置されている溢水防護区画へ流入しないようにするため、溢水防護区画又は溢水防護区画を内包する建屋に壁、扉、堰等の設置等の流入防止対策を講じる設計ととしていることを確認した。ただし、タービン建屋で発生する溢水については後述③で確認する。</p> <p>鯨谷タンクエリアの溢水は構外へ排水するため、当該エリアに立坑及び排水トンネルを設置していることを確認した。 <添付八： 1.8.2.6 防護対象設備設置建屋外からの溢水評価に関する設計方針></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物処理建屋で想定する溢水が原子炉周辺建屋へ伝播することを防止し、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とするため、水密扉及び堰を原子炉周辺建屋に設置する方針であることを確認した。 <添付八：1.8.2.6 防護対象設備設置建屋外からの溢水評価に関する設計方針> ・ 海水ポンプエリア外で生じる溢水が流入しないようにするために、壁、扉、堰等による溢水伝播防止対策を図る方針としていることを確認した。 <添付八： 1.8.2.5 海水ポンプエリアにおける溢水評価に関する設計方針> <p>補足説明資料において、地震時の溢水影響評価が示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 5.2 屋外タンクからの溢水影響評価 (P2-9-別 1-466~537) ></p> <p>また、廃棄物処理建屋の想定破損、放水及び地震による溢水が防護対象設備を設置している原子炉周辺建屋に伝播しないことが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 別添資料 1 3 廃棄物処理建屋の溢水影響評価 (P2-9-別 1-76~79) ></p> <p>海水ポンプエリア外での降水は、敷地付近で観測された日最大1時間降水量上回る排水能力を有する構内排水施設を設けて、排水路に排水する設計とすることから、海水ポンプエリアに伝播しないことが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 補足資料 11-2 別のハザードからの溢水について (P2-9-別 1 補-520~541) ></p> <p>③ タービン建屋で発生する溢水が溢水防護区画を内包する建屋へ流入しない設計ととしていることを確認した。 <添付八： 1.8.2.6 防護対象設備設置建屋外からの溢水評価に関する設計方針></p> <p>補足説明資料において、想定破損、放水及び地震による溢水は、地震時の溢水量が最も大きく、この溢水量はタービン建屋流出高さ E.L. +9.7m までの空間容積に貯留され、これよりも低い位置にタービン建屋から隣接する制御建屋へ浸水する経路がないと示されている。また、この際の貯留高さは津波到達時のタービン建屋内外水位差による津波の建屋内流入が結果的に抑制されることが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 添付資料 5.1 タービン建屋からの溢水影響評価 (P2-9-別 1-455~465) ></p> |

7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|---|
| <p>設置許可基準規則 (溢水による損傷の防止等)</p> <p>第九条 2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</p> | <p>第9条第2項は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、管理区域外へ漏えいさせない設計方針としているか。</p> <p>① 放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合、溢水経路上から管理区域外へ漏えいさせない設計とすることを確認。</p> <p>② また、管理区域外へ漏えいさせないため管理区域内に貯留できる設計とすることを確認。</p> | <p>① <u>放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路の制限措置を講じることにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計方針としている</u>ことを確認した。 <添付八：10.6.2.2 設計方針> 補足説明資料において、原子炉周辺建屋及び制御建屋の管理区域内の想定破損、放水、地震による放射性物質を含んだ溢水が、管理区域内滞留エリア面積条件で到達する溢水水位が管理区域境界堰高さを超えないことが示されている。<補足説明資料：09：まとめ資料 16 放射性物質が建屋外へ漏えいしないことについて (P2-9-別1補-573~587) ></p> <p>② 原子炉周辺建屋及び制御建屋の管理区域から非管理区域へ伝播しないような制限措置として、管理区域境界堰を設置する方針であることを確認した。 補足説明資料は上記①と同じ。</p> |

8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

| 設置許可基準規則/解釈 (ガイド) | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|--|
| <p>2. 2 溢水影響評価</p> <p>2. 2. 1 安全設備に対する溢水影響評価</p> <p>溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと(多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと)を確認する。</p> <p>溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響(溢水)を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影響により接近の可能性が失われないことも評価対象とする。</p> | <p>溢水に対する設計方針を踏まえた上で、溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動が要求される場合には、溢水の影響を考慮して、安全評価指針に基づき安全解析を行うこととしているか。</p> <p>発電所内で発生した溢水を起因として、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生が想定される場合※は、以下の事項を確認。</p> <p>① 当該単一の溢水により発生が想定される事象に対処するための安全機能については、第12条の要求による単一故障(ランダム故障)を想定したとしても、その機能が失われないこと。 (注) 単一故障の仮定には2種類あることに注意。 1. 第12条要求によるもので、安全施設の信頼性向上の観点から、多重性又は多様性、及び独立性を設備設計に求めるためのもの。 2. 第13条(旧安全評価指針)要求によるもので、安全解析において単一故障を仮定する(12条要求により多重化された系統の片系統に全て期待しない)もの。</p> <p>② ①において安全機能が損なわれる場合は、安全設計評価指針(現第13条の要求)の考え方に基づき、他の系統によりその安全機能を代替できることを確認。当該他の系統による代替可能性は、安全設計評価指針に基づき、添付資料10の安全解析を再評価していること(代替の成立性に係る再評価)。</p> <p>③ 補足説明資料において、安全(MSと一部PS)系のみ単一故障による内部溢水が発生しても、その溢水により異常な過渡変化又は設計基準事故に至らないが、他の系統に影響があり、運転時の異常な過渡変化や設計基準事故に至る可能性も</p> | <p>① 防護対象設備が溢水により安全機能が損なわれない設計とし、評価にあたっては、安全評価指針に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とすることを確認した。 <添付八: 1.8.2.2 防護対象設備の設定> 補足説明資料において、重要度の特に高い安全機能を有する系統、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処する設備の防護の考え方が示されている。<補足説明資料:09:まとめ資料 別添資料1 1.2 防護対象設備の設定(P2-9-別1-8~12)></p> <p>② 上記①の設計とすることで異常状態を収束するための安全機能が損なわれることがないことを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料において、溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故をリストアップしている。<補足説明資料:09:まとめ資料 添付資料1.2-1 重要度の特に高い安全機能を有する系統並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を有する系統(P2-9-別1-97~104)></p> |

| 設置許可基準規則/解釈（ガイド） | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|------------------|--------------|----------------------------|
| | 含めて検討されているか。 | 該当する補足説明資料はない。（玄海3・4号機も同じ） |

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（誤操作の防止（第10条関係））

設置許可基準規則第10条第2項は、安全施設は、容易に操作できるものでなければならないことを要求しているため、以下の事項について確認する。

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|--|---|
| <p>(参考・要求事項に変更無し) (誤操作の防止) 第十条 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。</p> <p>(解釈) 第10条（誤操作の防止） 1第1項に規定する「誤操作を防止するための措置を講じたもの」とは、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具並びに弁等の操作性に留意すること、計器表示及び警報表示において発電用原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意すること並びに保守点検において誤りを生じにくいよう留意すること等の措置を講じた設計であることをいう。また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計であることをいう。</p> | <p>① 新基準適合に係る申請において、併せて変更した設計基準対象施設（安全保護回路のデジタル化及びそのトリップ論理の変更）は、既許可における誤操作防止のための措置が講じられることを確認。（補足説明資料で確認。）</p> | <p>① 設計基準対象施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや掲示札の取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計方針であることを確認した。＜添付八：本文＞ 補足説明資料において、過去の教訓に基づいて、人間工学的な操作性考慮した設計をしていることが示されている。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|---|--|
| <p>(誤操作の防止)</p> <p>第十条 2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>第10条（誤操作の防止） 2 第2項に規定する「容易に操作することができる」とは、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性を持って同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。</p> | <p>安全施設は、容易に操作できるものであることを確認する。</p> <p>(i) 現場操作が必要となる場所の抽出</p> <p>① 安全施設のうち原子炉制御室での操作のみならず、原子炉制御室以外の設計基準対象施設の現場操作場所が抽出される方針であることを確認。 (例：主蒸気配管室、原子炉制御室外原子炉停止盤、非常用ディーゼル発電機室等)</p> <p>② 【補足説明資料】設計基準事故時において現場操作が必要となる安全施設の設置場所及び当該設置場所までのアクセスルートが示されていることを確認。</p> | <p>想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が容易に安全施設を操作できるよう、以下の設計方針としていることを確認した。 <添付八：地震を除いて本文相当>、<添付八：6.10.1.1.2 設計方針 相当></p> <p>① 補足説明資料において、設計基準事故等発生時に必要な現場操作及び操作対象設備の設置場所の抽出が示されている。<補足説明資料：10：まとめ資料 2.6.1 設計基準事象において求められる現場操作 (P2-10-37) ></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器伝熱管破損時における伝熱管破損側蒸気発生器の主蒸気隔離弁増し締め操作（主蒸気・主給水管室） ・ 全交流動力電源喪失時における2次系強制冷却のための主蒸気逃がし弁操作、空冷式非常用発電装置からの給電操作及びディーゼル発電機復旧操作（主蒸気・主給水管室、安全補機開閉器室、ディーゼル発電機室） ・ 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合における中央制御室外原子炉停止盤による対応操作（原子炉周辺建屋 E. L. 26.0m） <p>② 補足説明資料において、中央制御室から上記①の場所までのアクセスルートが示されている。<補足説明資料：10：まとめ資料 2.6.2 現場操作の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮 (P2-10-38~42) ></p> <p>操作の種類、場所等は上記①参照。 誤操作の防止は、誤操作の防止①を参照。 現場操作の容易性は、以下(ii)参照。</p> <p>中央制御室は原子炉補助建屋（耐震Sクラス）内に設置し、放射線防護措置（遮蔽及び換気空調の閉回路循環運転の実施）、火災防護措置（消火設備の設置）及び照明用電源の確保措置を講じ、環境条件を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作において同様な環境条件を想定しても、設備を容易に操作することができる設計とする。 <添付八：本文> 中央制御盤の配置及び操作器具の盤面配置等については人間工学的な操作性を考慮し設計する。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物）を想定しても安全施設を容易に操作することが可能なように設計する。 <添付八：6.10.1.1.26.10.1.1.2 設計方針></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|---|
| | <p>(ii) 環境条件の抽出</p> <p>① 現場操作が必要となる事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を考慮して抽出される方針としていることを確認。（例：第4条（地震）、第5条（津波）、第6条（自然現象及び人為事象）、第8条（内部火災）、第9条（内部溢水）、運転中の異常な過渡変化時及び設計基準事故時等）</p> | <p>① 上記（i）①で考慮する環境条件を確認した。 補足説明資料において、同時にもたらされる現場の環境条件が示されている。＜補足説明資料：10：まとめ資料 2.6.2 現場操作の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮（P10-38～42）＞</p> <p>補足説明資料において、運転員の教育はシミュレータ訓練及びOJT教育等による習熟を図ることが示されている。＜補足説明資料：10：まとめ資料 2.7.2 運転員の教育（P10-43）＞ 原子炉制御室環境条件の選定の考え方は、同時にもたらされる現場の環境条件が示されている。＜補足説明資料：10：まとめ資料 2.4.3.1 中央制御室の主な対応（P10-31～34）＞ 同時にもたらされる環境条件下での操作の容易性が示されている。＜補足説明資料：10：まとめ資料 2.6.2 現場操作の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮（P10-38～42）＞</p> |
| | <p>(iii-1)(ii)の環境条件下における操作の容易性（地震）</p> <p>① 地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計としていることを確認。</p> <p>(外部電源喪失)</p> | <p>(地震)</p> <p>中央制御室の制御盤等は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とすることを確認した。＜添付八：1.2.7.1 第十条＞</p> <p>① 中央制御室及び中央制御盤は、原子炉補助建屋（耐震Sクラス）内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計方針である。また、運転員機、制御盤に手摺を設置し、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じる設計方針であることを確認した。</p> <p>＜添付八：6.10.1.1.4 主要設備＞ 補足説明資料において、想定地震に対して中央制御室内に設置するキャビネット等の転倒防止措置、キャビネット等の転倒による制御盤上の操作器への誤接触防止を図ること、運転員機や制御盤には手摺を設置し、運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触の防止を図ることで警報発信状況等の把握に努めることが示されている。また、中央制御盤裏側には放射線監視盤等が設置され、緊急操作等を要する操作はなく、中央制御盤の警報等で必要に応じて状態監視に対応することが示されている。＜補足説明資料：10：まとめ資料 2.4.3.1 中央制御室の主な対応（P10-31～34）＞に</p> <p>(外部電源喪失)</p> <p>外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機等により運転操作に必要な照明を確保する設計とすることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|--|
| | <p>② 原子炉制御室及び現場操作が必要な場所において、外部電源喪失時においても運転操作等が行える照明を確保する設計としていることを確認。</p> <p>③ 原子炉制御室においては、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力供給が開始されるまでの間、運転操作等が行える照明を確保する設計としていることを確認。</p> <p>（ばい煙等による操作雰囲気悪化）</p> <p>④ ばい煙等が発生した場合においても、運転操作に影響を与えず容易に操作できるよう原子炉制御室の居住性を確保する設計としていることを確認。</p> | <p>② 運転操作に必要な照明は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できる設計方針であることを確認した。 <添付八：6.10.1.1.4 主要設備></p> <p>③ 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても、蓄電池内蔵の照明設備により運転操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できるものとする設計方針であることを確認した。 <添付八：6.10.1.1.4 主要設備></p> <p>補足説明資料において、中央制御室の照明は非常用電源から給電する運転保安灯を備え、全交流動力電源喪失時においても蓄電池内蔵照明や可搬型照明により操作が可能となることを示している。<補足説明資料：10：まとめ資料 2.4.1 照明設備について（P10-28～29）></p> <p>また、設計基準事故時に現場操作が必要なエリアとそこまでのアクセスルートに常用又は非常用電源から給電する作業用照明を備え、全交流動力電源喪失時においても蓄電池内蔵照明により操作が可能となることが示されている。<補足説明資料：10：まとめ資料 2.6.2 現場操作の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮（P10-38～42）></p> <p>（ばい煙等による操作雰囲気悪化）</p> <p>④ 中央制御室外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化を想定しても、中央制御室空調装置の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計方針であることを確認した。 <添付八：6.10.1.1.4 主要設備></p> <p>補足説明資料において、空調設備を手動で閉回路循環運転に切り替えて外気を遮断できることが示されている。<補足説明資料：10：まとめ資料 2.4.2 空調設備について（P10-30）></p> |
| | <p>（iii-2）原子炉制御室における操作の容易性</p> <p>① 原子炉制御室において、運転員が容易に操作できる設計の方針としていることを確認。</p> | <p>① 中央制御室の盤面機器は系統ごとにグループ化した配列にするとともに、操作器は、形状や色等の視覚的要素での識別を行う設計とすることを確認した。</p> <p>中央制御盤は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシステムごとにグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作することができる設計方針であることを確認した。 <添付八：6.10.1.1.4 主要設備></p> <p>補足説明資料において、中央制御盤の配列、盤面器具の配列及び盤面器具の識別が示されている。<補足説明資料：10：まとめ資料 2.2 中央制御盤の誤操作防止対策等（P10-16～26）></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|--|
| | <p>(iii-3) 原子炉制御室以外の場所における操作の容易性</p> <p>① 現場操作が必要となる場所において、運転員が容易に操作できる設計の方針としていることを確認。</p> | <p>① 現場の弁等については、系統等により色分けし識別管理できる設計とすることを確認した。</p> <p><添付八：本文なし></p> <p>その他の安全施設の操作等についても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理及び施錠管理により誤操作を防止する設計方針であることを確認した。 <添付八： 6.10.1.1.4 主要設備></p> <p>補足説明資料において、上記（iii-2）と同様の対策とすることが示されている。<補足説明資料：10：まとめ資料 2.5.2 色分けによる識別（P10-35）></p> |

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（安全避難通路等（第11条関係））

設置許可基準規則第11条第3号は、設計基準事故が発生した場合に用いる照明（避難用の照明を除く。）及びその専用の電源を備える設計とすることを要求しているため、以下の事項について確認する。

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>（安全避難通路等）</p> <p>第十一条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</p> <p>（解釈）</p> <p>第11条（安全避難通路等）</p> <p>3第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合に用いる照明」とは、昼夜及び場所を問わず、発電用原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明のことをいう。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、仮設照明（可搬型）による対応を考慮してもよい。</p> | <p>（i）緊急性を要する作業場所の抽出</p> <p>① 設計基準事故対策のための作業場所（初動操作となるプラント停止・冷却操作及び電源確保操作が必要となる場所）として、原子炉制御室、第10条第2項で想定する原子炉制御室以外の現場操作場所（例えば主蒸気配管室、制御室外原子炉停止盤及び非常用ディーゼル発電機室）までのアクセスルートも含めた場所に設置される方針とすることを確認。</p> | <p>① <u>原子炉の停止、停止後の冷却、監視等の操作が必要となる可能性のある中央制御室、現場操作場所（主蒸気・主給水管室等）及び当該現場へのアクセスルートに、避難用照明とは別の作業用照明を設置する設計とする</u>ことを確認した。</p> <p>設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、避難用の照明とは別に作業用照明を中央制御室、主蒸気・主給水管室及びアクセスルート等に設置する設計とすることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">＜添付八：10.11.3.1＞</p> <p>補足説明資料において、避難用照明とは別に作業用照明を以下に設置することが示されている。＜補足説明資料：11：まとめ資料 2.1 概要（P2-11-13～15）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラント停止、冷却操作 <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室、主蒸気・主給水管室、タービン動補助給水ポンプ室 ・プラント冷却操作（中央制御室退避時） <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室外原子炉停止盤 ・電源確保操作 <ul style="list-style-type: none"> ディーゼル発電機室、安全補機開閉器室 ・設計基準事故時対応 <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室、1次系継電器室、安全補機開閉器室、ディーゼル発電機室、主蒸気・主給水管室、タービン動補助給水ポンプ室、中央制御室から各現場操作箇所までの通路 <p>補足説明資料において、「別添資料1 設計基準事故と事故対応に必要な作業場所について（P2-11-25～35）」に安全評価指針に記載されている運転時の異常な過渡変化及び事故事象について必要な操作の作業場所が示されている。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|---|
| | <p>(ii-1)(i)における照明の設計方針</p> <p>① 照明用の電源が喪失した場合においても、昼夜問わず作業することが可能な照明を設置する方針を確認。</p> <p>② ①の照明は、専用の電源を確保し、電力が供給されるまでの間必要な電源容量が確保される方針であることを確認。</p> <p>③ ①の照明は、二号の避難用の照明（※）と同様に必要となる照度を確保する設計とすることを確認。※建築基準法要求</p> | <p>中央制御室の作業用照明は非常用電源から給電し、さらに専用の内蔵電池を備えた設計とすることを確認した。</p> <p>また、中央制御室以外の作業用照明は常用電源又は非常用電源から給電し、さらに内蔵電池を備えた設計とすることを確認した。</p> <p>作業用照明のうち、中央制御室は非常用電源から、主蒸気・主給水管室及びアクセスルート等は非常用電源あるいは常用電源のいずれかより受電する。また、外部電源喪失時及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても、中央制御室、主蒸気・主給水管室及びアクセスルート等は専用の内蔵電池からの給電により30分間以上点灯を継続する設計とすることを確認した。 <添付八：10.11.3.1></p> <p>① 補足説明資料において、中央制御室作業用照明は非常用電源から、主蒸気・主給水管室及びアクセスルート等は非常用電源あるいは常用電源のいずれかより受電することが示されている。<補足説明資料：11：まとめ資料 2.2 作業用照明について (P2-11-16~22) ></p> <p>② 補足説明資料において、外部電源喪失時及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても、中央制御室、主蒸気・主給水管室及びアクセスルート等の作業用照明は専用の内蔵電池からの給電により30分間以上点灯を継続できることが示されている。<補足説明資料：11：まとめ資料 2.2 作業用照明について (P2-11-16~22) ></p> <p>③ 補足説明資料において、作業用照明は非常用照明器具技術基準（JIL5501）に適合した照明とし、水に対する保護にかさ等を設置し、屋外では防雨防湿型とすることが示されている。<補足説明資料：11：まとめ資料 2.2 作業用照明について (P2-11-16~22) >及び<補足説明資料：11：まとめ資料 別添資料1 誘導灯及び非常用灯等についての規格基準等について (P2-11-25~29) ></p> <p>内蔵蓄電池の有無及び蓄電池の仕様（容量や継続時間等）は、上記③と同じ。</p> <p>補足説明資料において、「2.2 作業用照明について (P17~25)」の図3に非常用母線から給電される作業用照明の配置が示されている。</p> <p>作業用照明は上記（i）①と同じ。</p> <p>可搬式照明は下記（ii-2）で確認する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|--|
| | <p>(ii-2) 仮設照明で対応する場合</p> <p>① 仮設照明で対応する必要がある場所を特定していることを確認。</p> <p>② 現場作業の緊急性との関連（緊急性を要する作業等以外の作業）において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、仮設照明（可搬型）による対応とする方針を確認。</p> <p>仮設照明について、以下の点が考慮されているか。</p> <p>③ (時間的余裕) 仮設照明が必要となる時間までに仮設照明を準備できることを確認。</p> <p>④ (保管場所) 仮設照明は、適切な場所に保管されることを図面にて確認。</p> <p>⑤ 仮設照明は、作業に必要な照度及び必要な時間分（連続投光時間等）の電源を確保することを確認。</p> | <p>夜間にタンクローリーによるディーゼル発電機燃料の輸送を実施する場合に備えて、輸送開始が必要となる時間までに可搬型照明を準備可能な設計とすることを確認した。</p> <p>① 外部電源喪失時、ディーゼル発電機が長時間連続運転を行う場合において、夜間におけるタンクローリーによるディーゼル発電機燃料の輸送を実施する場合、ヘッドライト等の可搬型照明、タンクローリーの前照灯等を使用する。これらの可搬型照明は、発電所構内の所定の場所に保管し、輸送開始が必要となる時間（3日以内）までに十分準備できる方針であることを確認した。</p> <p><添付八：10.11.3.1></p> <p>補足説明資料において、外部電源喪失時の夜間におけるタンクローリーへの給油に可搬型照明とタンクローリーの前照灯等を使用することが示されている。<補足説明資料：11：まとめ資料 2.3 可搬型照明について（P2-11-23～24）></p> <p>② 補足説明資料において、上記（i）以外の現場操作が必要となった場合に備え、可搬型照明を保管することが示されている。<補足説明資料：11：まとめ資料 2.3 可搬型照明について（P2-11-23～24）></p> <p>③ 現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合の対応を考慮し、初動操作に対応する運転員が滞在する中央制御室、タービン動補助給水ポンプ室、事務所に懐中電灯等の可搬型照明を配備する方針であることを確認した。</p> <p><添付八：10.11.3.1></p> <p>補足説明資料において、懐中電灯を中央制御室に保管、ヘッドライトを中央制御室に保管、ポータブル照明を中央制御室、タービン動補助給水ポンプ室及び事務所に保管しており、タンクローリーによる燃料油貯蔵タンクへ燃料補給を開始するまでの時間（3日以内）までに、これら可搬型照明の準備に時間的猶予があることが示されている。<補足説明資料：11：まとめ資料 2.3 可搬型照明について（P2-11-23～24）></p> <p>④ 上記③と同じ。</p> <p>⑤ 補足説明資料において、配備する照明は確実な給油作業を実施するために必要な視認性を確保し、維持できることが示されている。<補足説明資料：11：まとめ資料 2.3 可搬型照明について（P2-11-23～24）></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|-------------|---|
| | | <p>（仮設照明 参考）</p> <p>現場作業の緊急性との関連において、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合や、作業用照明電源の枯渇後の対応等仮設照明の準備に時間的余裕がある場合には、可搬型照明も活用する方針であることを確認した。 <添付八：本文></p> <p>以下手順とする方針であることが示されている。</p> <p><添付八：10.11.4></p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型照明は、定められた箇所に保管し、必要時、迅速に使用できるよう必要数を保管管理する。 ・可搬型照明及び作業用照明に要求される機能を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに、故障時には補修を行う。 ・作業用照明に係る保守管理に関する教育を行う。 ・可搬型照明の使用等に関する教育・訓練を行う。 <p>補足説明資料において、「別添資料3 技術的能力説明（P2-11-41～43）」に可搬型照明の運用対策について示されている。</p> |

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（安全施設（第12条））

設置許可基準規則第12条第2項は、重要度が特に高い安全機能を有する系統に対して、原則として多重性又は多様性及び独立性の確保を要求している。当該系統のうち静的機器については、長期間（24時間あるいは運転モードの切替え時点を境界とする。）において想定される静的機器の単一故障を仮定しても、所定の安全機能が達成できるように設計することを要求している。

また、同条第6項においては、重要安全施設について、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならないこととした上で、共用又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りではないとしている。

さらに、同条第7項においては、重要安全施設以外の安全施設について、二以上の発電用原子炉施設における安全施設と相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものであることを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

第12条 安全施設

| | |
|--|---|
| 1. 静的機器の多重性 | 1 |
| 2. 共用又は相互接続（重要安全施設及び重要安全施設以外の安全施設） | 7 |

1. 静的機器の多重性

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） | | | | | | |
|--|-------------|------------|----------------------|------------------|--------------|---------------|--|---|
| <p>(安全施設) 第十二条 2 (解釈) 3 第2項に規定する「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、上記の指針を踏まえ、以下に示す機能を有するものとする。</p> <p>一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能</p> <table border="1" data-bbox="172 1556 795 1852"> <tr><td>原子炉の緊急停止機能</td></tr> <tr><td>未臨界維持機能</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための</td></tr> <tr><td>(PW) 残留熱除去機能</td></tr> <tr><td>R) 二次系からの除熱機能</td></tr> </table> | 原子炉の緊急停止機能 | 未臨界維持機能 | 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 | 原子炉停止後における除熱のための | (PW) 残留熱除去機能 | R) 二次系からの除熱機能 | <p>(1) 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、その機能を有する系統の多重性又は多様性を確保し、単一の設計とする場合にはその理由が妥当であるか。</p> <p>(i) 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統が網羅的に示された上で、単一の設計とする箇所を確認する。</p> <p>① 同条第2項を踏まえ、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間（24時間あるいは運転モードの切替え以降）期待する単一の系統を採用している静的機器について、設計基準事故が発生した場合、機能が要求される設備が抽出されていることを系統図等により確認。</p> | <p>① 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、多重性を有しない静的機器であって、設計基準事故が発生した場合に、長期間にわたり機能が要求される設備として、アンニユラス空気浄化設備のダクトの一部、試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイリングを抽出していることを確認した。</p> <p>各号炉において単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、容易に補修が可能であることに加え、3号炉及び4号炉共用とすることにより、当該設備の多重性を確保できる設計としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、重要度が特に高い安全機能を有する系統が示されている。それぞれの系統について、静的機器のある設備、単一系統箇所、長期間にわたる機能要求の有無、単一の故障を仮定した場合の影響について整理され示されている。<補足説明資料：12：まとめ資料 12-21～27、12-別添1-81～88></p> |
| 原子炉の緊急停止機能 | | | | | | | | |
| 未臨界維持機能 | | | | | | | | |
| 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 | | | | | | | | |
| 原子炉停止後における除熱のための | | | | | | | | |
| (PW) 残留熱除去機能 | | | | | | | | |
| R) 二次系からの除熱機能 | | | | | | | | |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
|---|-------------|----------------|-------------------------|----------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|-------------------------------|--|-----------|-----------------|-----------------------------|-----------------------------|------------|------------|-----------------|--------|-----------|-----------------|----------|---|---------------------------|--------------------------|---|--|
| <table border="1"> <tr><td>二次系への補給水機能</td></tr> <tr><td>(BW R) 崩壊熱除去機能</td></tr> <tr><td>(BW R) 原子炉が隔離された場合の注水機能</td></tr> <tr><td>(BW R) 原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能</td></tr> <tr><td>事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための</td></tr> <tr><td>(PW R) 原子炉内高圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>(PW R) 原子炉内低圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>(BW R) 原子炉内高圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>(BW R) 原子炉内低圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>(BW R) 原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</td></tr> <tr><td>格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能</td></tr> <tr><td>格納容器の冷却機能</td></tr> <tr><td>格納容器内の可燃性ガス制御機能</td></tr> <tr><td>非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</td></tr> <tr><td>非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</td></tr> <tr><td>非常用の交流電源機能</td></tr> <tr><td>非常用の直流電源機能</td></tr> <tr><td>非常用の計測制御用直流電源機能</td></tr> <tr><td>補機冷却機能</td></tr> <tr><td>冷却用海水供給機能</td></tr> <tr><td>原子炉制御室非常用換気空調機能</td></tr> <tr><td>圧縮空気供給機能</td></tr> <tr><td>二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能</td></tr> <tr><td>原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能</td></tr> </table> | 二次系への補給水機能 | (BW R) 崩壊熱除去機能 | (BW R) 原子炉が隔離された場合の注水機能 | (BW R) 原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能 | 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための | (PW R) 原子炉内高圧時における注水機能 | (PW R) 原子炉内低圧時における注水機能 | (BW R) 原子炉内高圧時における注水機能 | (BW R) 原子炉内低圧時における注水機能 | (BW R) 原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能 | 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能 | 格納容器の冷却機能 | 格納容器内の可燃性ガス制御機能 | 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 | 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 | 非常用の交流電源機能 | 非常用の直流電源機能 | 非常用の計測制御用直流電源機能 | 補機冷却機能 | 冷却用海水供給機能 | 原子炉制御室非常用換気空調機能 | 圧縮空気供給機能 | 二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能 | 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能 | 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能 | <p>(ii)(i)で抽出された系統のうち、単一の設計とする部分を除く箇所が、多重性又は多様性、及び独立性を有しているか。既設プラントであるため、念のための確認。</p> <p>(多重性)</p> <p>① 図面等により、多重性を有していることが説明されているか。</p> <p>② 抽出された系統の中から、静的機器（配管等）であって多重化されていない部分が抽出されているか。</p> <p>③ 静的機器（配管等）であって、多重化されていない部分が図面により明示されているか。</p> <p>(多様性)</p> <p>④ 共通要因故障の起因となるハザードについて、網羅的に検討されているか。</p> | <p>補足説明資料において、上記の3系統のうち単一の設計とする部分を除いて、多重性又は多様性、及び独立性を有していることが示されている。＜補足説明資料：12：まとめ資料 12-27＞</p> <p>(多重性)</p> <p>① 多重化していることが系統概要図で示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・図2 アニュラス空気浄化設備の系統概要 ・図3 原子炉格納容器スプレイ設備の系統概要 ・図4 試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備の系統概要 <p>② 多重化されていない静的機器を抽出していることが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アニュラス空気浄化設備のダクトの一部 ・原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイリング ・事故時に1次冷却材をサンプリングする設備（ほう素濃度（サンプリング分析）） <p>③ ②について系統概要図で示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・図2 アニュラス空気浄化設備の系統概要 ・図3 原子炉格納容器スプレイ設備の系統概要 ・図4 試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備の系統概要 <p>(多様性)</p> <p>④ 共通要因故障の起因となるハザードについて、網羅的に検討され、重要度の特に高い安全機能を有する系統に対し設計上考慮する方針であること、安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるよう設計上の配慮をはかっていることが示されている。</p> <p>ハザードとしては、地震、津波、内部溢水、内部火災、竜巻、火山、落雷、生物学的事象、森林火災、高潮及び風、積雪等のその他の自然現象が考えられる。これらの要因に対しては、それぞれ設計において考慮し、信頼性を確保していることが示されている。＜補足説明資料：12：まとめ資料 12-別添 1-77～80＞</p> |
| 二次系への補給水機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (BW R) 崩壊熱除去機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (BW R) 原子炉が隔離された場合の注水機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (BW R) 原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (PW R) 原子炉内高圧時における注水機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (PW R) 原子炉内低圧時における注水機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (BW R) 原子炉内高圧時における注水機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (BW R) 原子炉内低圧時における注水機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| (BW R) 原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器の冷却機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 格納容器内の可燃性ガス制御機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 非常用の交流電源機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 非常用の直流電源機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 非常用の計測制御用直流電源機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 補機冷却機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 冷却用海水供給機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉制御室非常用換気空調機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 圧縮空気供給機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能 | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | | |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能</p> <p>工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</p> <p>事故時の原子炉の停止状態の把握機能</p> <p>事故時の炉心冷却状態の把握機能</p> <p>事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</p> <p>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</p> | <p>（独立性）</p> <p>⑤ 想定する共通要因故障を明らかにされているか。</p> <p>⑥ 系統間を接続するタイラインが存在する場合、独立性に影響を与えないか。</p> <p>⑦ 対策として、位置的分散、物理的障壁、異なる原理の採用などが担保されているか。</p> | <p>（独立性）</p> <p>⑤ 安全機能が喪失する共通要因としては、温度等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力等による影響因子、及び地震、溢水または火災等の影響が考えられ、設計上の考慮として、以下の通り整理されていることが示されている。</p> <p>(1) 環境の温度等による影響因子 環境の温度、湿度、圧力又は放射線といった要因に対して、使用環境に応じた設備仕様とすることにより信頼性を確保している。具体的には、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、格納容器隔離弁等については、原子炉冷却材喪失又は主蒸気管破断を想定した環境条件を考慮した設備仕様としている。</p> <p>(2) 系統若しくは機器に供給される電力等による影響因子 系統若しくは機器に供給される電力、制御用空気、原子炉補機冷却水等の要因に対しては、「多重性及び独立性」（供給される電力等のトレン分離）又は「多様性及び独立性」（異なる駆動源）の確保により、各系統若しくは各機器の安全機能が共通要因故障で同時に喪失しないよう設計上の考慮を図っている。具体的には、補助給水ポンプとして駆動源の異なる電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを設置することで補助給水機能の多様性及び独立性を確保している。</p> <p>⑥ 安全機能を有する系統のうちタイラインを有する系統については、隔離機能を有する弁により系統を切り離すことが可能であり、系統の独立性を損なわない設計としていることが示されている。</p> <p>⑦ 安全機能を有する系統のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け、各系列又は各系列相互間は、離隔距離を取るか必要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離し、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できる設計方針であることが示されている。</p> |
| <p>2 （解釈）</p> <p>4 第2項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、<u>長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。</u></p> | <p>（2）抽出された系統、設備について、単一故障を仮定しても安全機能が維持される設計方針か。</p> <p>（i）単一故障は適切に仮定されるか確認する。</p> <p>① 当該抽出された機器については、単一故障を適切に仮定することを確認。（この場合、単一故障は最も厳しい状況として完全機能喪失を想定すること。）</p> <p>② また、これらを踏まえても、当該系統の所定の安全機能を喪失しない設計であることを確認。</p> | <p>① 抽出された機器については、単一故障として最も厳しい状況として完全機能喪失を想定し、配管は全周破断を想定することを確認した。</p> <p>② 「アニュラス空気浄化設備のダクトの一部」については、故障の除去又は修復が確実に可能とし安全機能を喪失しないため「単一故障を仮定しない」としていることを確認した。（添付8 適合のための設計方針第2項） 詳細は（ii-1）へ。 「原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイリング」及び「試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備」については、単一設計としても「他の機能により代替可能であり安全機能が確実に代替」または「他の機能に期待しなくても安全機能が確保」することで安全機能を喪失しないため「多重性の要求を適用しない」としていることを確認した。（添付8 適合のための設計方針第2項） 詳細は（ii-3）へ。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|--|
| <p>5 第2項について、<u>短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点が短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。</u>また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。</p> | <p>(ii) 多重性を確保しない場合、以下の(ii-1)～(ii-3)のとおり確実に安全機能が維持されることを確認する。</p> <p>(ii-1) 故障が除去又は修復可能であることを理由に単一故障を仮定しない場合、故障の除去又は修復が確実に可能である場合</p> <p>① 想定される単一故障として、当該設備・機器の完全機能喪失を仮定していることを確認。(例えば、機器の故障モード(故障の形態)を考慮して最も過酷な条件を網羅的に整理した上で想定する単一故障)</p> <p>② 当該単一故障が、安全上支障のない期間に除去又は修復が確実であることを以下の観点を踏まえて確認。(例えば、当該単一故障を検知してから、修復作業内容を踏まえて作業期間が評価されていること。)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 単一故障を確実に検知できるか(検知性) ・ 修復のために接近が必要な場合、作業は成立するか ・ 修復が安全上支障のない期間に施工される方法としているか ・ 安全上支障のない期間の使用に耐えうる工法が採用されているか ・ 速やかな修復作業を担保するために、必要な資機材が備えられているか <p>③ 当該単一故障により施設外に放射性物質が漏えいする場合は、公衆への被ばく評価を行った結果が、安全評価審査指針にいう著しい放射線被ばくのリスクを与えないことは当然のこと、設置許可申請書添付資料十で評価された公衆被ばく線量と同程度とすることができることを確認。</p> | <p>(1) 単一故障を仮定しなくてもよい場合</p> <p>① <u>アニュラス空気浄化設備のダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる全周破断を想定している</u>ことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、当該システムに係る故障の可能性や想定を検討した結果が以下のとおり示されている。<補足説明資料：12：まとめ資料 12-28～36></p> <p>(1) 全周破断 ダクトは、全周破断にまで至ることは考え難いものの、腐食孔からの延長として最も過酷な条件を想定して「全周破断」と仮定。</p> <p>(2) 閉塞 ダクトは、内部を移動する可能性のある構成品や外部衝撃を検討した結果、ダクト流路を完全に「閉塞」させるような事象には至らないこと。</p> <p>② <u>この全周破断においても、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しないとしている。</u></p> <p>補足説明資料において、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できるとすることが示されている。<補足説明資料：12：まとめ資料 12-30～31、別添1-5～20></p> <p>(1) 検知性 ダクトの全周破断が発生した場合、中央制御室での確認(格納容器排気筒流量減少、アニュラス少量排気流量増加)及び、現場点検(視覚、聴覚、触覚)により、全周破断箇所の特定は容易。</p> <p>(2) 修復作業性 ダクトの補修作業は、全周破断箇所を特定後、補修箇所の作業性を確保(高所の場合は足場設置)し、ダクト破断箇所の整形を行い、あて板をステンステープ等により固定し、漏えいを防止する。作業時間は、足場設置及び補修に要する時間を2日程度とし(足場設置の実績、補修訓練から設定)、これに事故時の線量率上昇に伴うマスク着用等による作業性の低下を考慮し、保守性を見込み、3日間としている。</p> <p>③ <u>安全上支障のない期間については、修復作業を3日間とし、その間における周辺の公衆に対する放射線被ばくは、「添付書類十3.4 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度であること、</u></p> <p>(ダクト全周破断)</p> <p>補足説明資料において、アニュラス空気浄化設備については、既設置許可(添付十)の評価結果の実効線量約0.051mSvと同程度(約0.057mSv)であり、事故時の判断目安である実効線量5mSvに対して余裕があることが示されている。<補足説明資料：12：まとめ資料 12-28～36></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|---|
| | <p>④ 当該単一故障に係る修復作業時の従事者の被ばく評価を行った結果が、事故時の従事者の判断基準の従事者一人あたりの実効線量 100mSv を満足することができることを確認。</p> | <p>④ <u>また、当該作業に係る作業員の被ばくは緊急時作業に係る線量限度以下とすることができるとしている。</u> <u>（ダクト全周破断）</u> 補足説明資料において、アニュラス空気浄化設備ダクトの補修時の作業環境中の線量率が高く（約 4.2mSv/h）なるが、作業時間の制限及び作業員の交替で対応可能であり、作業員の被ばく量を事故時の従事者の判断基準の従事者一人あたりの実効線量 100mSv 以下にすることができることが示されている。<補足説明資料：12：まとめ資料 12-28～36></p> <p>補足説明資料において、アニュラス空気浄化設備ダクトの全周破断に加えて、10%漏えい破損を想定した場合の評価結果が示されている。<補足説明資料：12：まとめ資料 12-別添 1-5～10> また、空調ダクト及びフィルタユニットについて、以下の説明が示されている。</p> <p>（1）空調ダクト及びフィルタユニットに関連した故障事例 （2）運用及び管理 （3）追加の対応（目視点検範囲の拡大）</p> |
| | <p>（ii-2）低頻度であることを理由に単一故障を仮定しない場合、その根拠について合理的であるか。</p> <p>① 現時点では、長期間における静的機器の単一故障を想定することを原則としていることから、相当程度の合理的な説明がなされない限り、当該理由をもって多重性の要求を適用しないことは認められない。</p> | <p>① 該当なし</p> |
| | <p>（ii-3）他の機能により代替可能であることを理由に単一故障を仮定しない場合、その安全機能が確実に代替されるか。</p> <p>① 許可を取得していることを前提に、代替する系統（他号機設備を共用している場合も含む。）によって要求される安全機能が確実に代替できることを安全解析その他技術的な手法により確認。</p> | <p>① 試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイリングは、単一の設計としても「他の機能により代替可能であり安全機能が確実に代替」または「他の機能に期待しなくても安全機能が確保」されることを以下のとおり確認した。</p> <p>（試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備）</p> <p><u>試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備は、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態を把握する機能が単一故障によって喪失した場合であっても、格納容器再循環サンプル水位を測定することにより、注入されるほう酸量を把握し炉水中のほう素濃度が未臨界維持に必要なほう素濃度以上であることを確認できることから、当該機器に対する多重性は必要ないとしている。</u></p> <p>また、補足説明資料において、原子炉の停止状態として未臨界であることの把握については、<u>1次冷却材喪失事故後24時間が経過した時点で燃料取替用水ピットからのほう酸水が注入されているため、格納容器再循環サンプル水位を測定することにより、炉心に注入されるほう酸量を把握し炉水中のほう素濃度が未臨界であることを確認できる</u></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|-------------|---|
| | | <p>う素濃度が未臨界維持に必要なほう素濃度以上であることを確認できることから、事故時の原子炉の停止状態を把握する安全機能を代替することができるとしていることを確認した。＜補足説明資料：12：まとめ資料 12-48～52＞</p> <p>補足説明資料において、出力運転時ほう素濃度2100ppm以下（設置許可記載）であることを踏まえ、格納容器再循環サンプル水位が再循環運転に必要な最低水位以上であることを確認することにより、ほう素濃度が約1700ppm以上と算出されることが示されている。＜補足説明資料：12：まとめ資料 12-48～52＞</p> <p>（原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイリング）</p> <p>静的機器で単一設計とする格納容器スプレイリングを有する原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える配管一箇所の全周破断を仮定した場合であっても、スプレイ流量を確保するための逆止弁を設置することにより、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成できるため、当該機器に対する多重性は必要ないとしていることを確認した。</p> <p>当該設備に要求される格納容器の冷却機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、所定の安全機能を達成できる設計とする。動的機器の単一故障として原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不動作又はディーゼル発電機1台の不動作を、静的機器の単一故障として配管1箇所の全周破断を仮定し、静的機器の単一故障を仮定した場合でも、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成できるよう、スプレイ流量を確保するための逆止弁を設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、静的機器の単一故障を想定（スプレイ配管立上り部の全周破断）した影響評価解析の結果、動的機器の単一故障を想定（格納容器スプレイポンプ1台運転）した現行の安全解析（原子炉冷却材喪失時の格納容器圧力等、添付書類十の解析）に対して厳しい結果（ピーク値を上回ることはないものの、スプレイ配管破断後の格納容器内圧及び格納容器内雰囲気温度の値が上回る）となることから、格納容器スプレイ流量を確保するため逆止弁を設置することが示されている。</p> <p>また、格納容器スプレイ流量を確保するため新たに設置する逆止弁の設置場所の検討や逆止弁の設置による格納容器スプレイ流量への影響及び安全評価（格納容器健全性評価、可燃性ガスの発生及び線量評価）への影響に係る評価方法と評価結果（現行の安全解析と同等）が示されている。</p> <p>なお、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイ流量は、約562.6m³/h（現行の安全解析で考慮している流量の約48.5%）。 ・格納容器健全性評価（最高圧力）は、約0.308 MPa [gage] [現行安全解析 約0.308MPa[gage]] ・格納容器健全性評価（最高温度）は、約132℃ [現行安全解析 約132℃] ・可燃性ガスの発生（格納容器内水素濃度）は、約3.02 % [現行安全解析 約3.01 %] ・環境への放射性物質の異常な放出（原子炉冷却材喪失）（敷地等境界外における最大実効線量）は、約0.056 mSv [現行安全解析 約0.051 mSv] ・安全機能への影響評価は、既存の安全設備及び安全評価に対する影響はない。 <p>ことが示されている。＜補足説明資料：12：まとめ資料 12-37～47＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|--|-------------------|
| | <p>② 代替時に、代替する系統への切り替え操作が発生する場合は、アクセス性に加えて、放射線や温度、酸素濃度等、環境条件を踏まえても問題ないことが評価により示されているか確認。</p> | <p>② 切替操作はない。</p> |

2. 共用又は相互接続（重要安全施設及び重要安全施設以外の安全施設）

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p> <p><解釈></p> <p>1 1 第6項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」においてクラスMS-1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の緊急停止機能 ・ 未臨界維持機能 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ・ 原子炉停止後の除熱機能 ・ 炉心冷却機能 ・ 放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。） ・ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 | <p>（1）二以上の発電用原子炉施設における重要安全施設の共用又は相互接続について、これらを行うことは原則しない設計方針か。</p> <p>① 重要安全施設のうち、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続する設備を確認。</p> <p>② ①の重要安全施設は、共用又は相互に接続することで発電用原子炉施設において安全性が向上する設計（重大事故等が発生した場合も含む）とすることを確認。</p> | <p>① 重要安全施設のうち中央制御室及び中央制御室空調装置について、3号炉及び4号炉において共用していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、共用又は相互接続する安全施設が網羅的に整理されており、そのうち重要安全施設は中央制御室及び中央制御室空調装置だけであることが示されている。<補足説明資料：12：まとめ資料 12-53～67、12-別添2-1～7></p> <p>② （1）重要安全施設</p> <p>抽出された中央制御室は、共用することにより運転員の融通が可能となり総合的な運転管理ができること、また、中央制御室空調装置については、各号炉の空調装置を共用することにより、単一の設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め多重性を有し、安全性が向上することから、3号炉及び4号炉の安全性が向上していることを確認した。</p> <p>重要安全施設に該当する中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができる等、安全性が向上する設計とするとともに居住性に配慮した設計とすることを確認した。</p> <p>同じく重要安全施設に該当する中央制御室空調装置は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室の居住性が維持できるが、共用することにより、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め多重性を有し、安全性が向上する設計とするとともに、中央制御室遮蔽とあいまって中央制御室の居住性を維持できる設計とすることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|--|
| <p>・ 安全上特に重要な関連機能 （ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。）</p> <p>1.2 第6項に規定する「安全性が向上する場合」とは、例えば、ツインプラントにおいて運転員の融通ができるように居住性を考慮して原子炉制御室を共用した設計のように、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、共用することにより安全性が向上するとの評価及び設計がなされた場合をいう。</p> <p>1.3 第6項に規定する「共用」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、同一の構築物、系統又は機器を使用することをいう。</p> <p>1.4 第6項に規定する「相互に接続」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、系統又は機器を結合することをいう。</p> | | |
| <p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p> | <p>（1）二以上の発電用原子炉施設における安全施設（重要安全施設を除く。）の相互接続について、これらを行う場合は安全性が損なわれない設計方針か。（既設プラントについては、共用は既許可事項）</p> <p>① 安全施設（重要安全施設を除く。）について、二以上の発電用原子炉施設において相互に接続する設備を確認。（※安全施設（重要安全施設を除く。）の共用については許可済）</p> <p>② ①の安全施設（重要安全施設を除く。）は、相互に接続することで発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることを確認。</p> | <p>① 重要安全施設以外の安全施設を共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とすることを確認した。なお、重要安全施設以外の安全施設のうち、77kV送電線、No.1予備変圧器用遮断器及びNo.1予備変圧器については、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉において共用するとし、電源車（緊急時対策所用）（DB）については、3号炉及び4号炉において共用するとしている。また、補助蒸気連絡ラインについて、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管を相互に接続するとしていることを確認した。</p> <p>77kV送電線、No.1予備変圧器用遮断器及びNo.1予備変圧器は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用として設計し、500kV送電線とは独立した電源系として構成する。また、電源車（緊急時対策所用）（DB）は3号炉及び4号炉共用として設計するとともに、非常用所内電源系から独立した電源系として構成することを確認した。</p> <p>補助蒸気連絡ラインのうち、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管については、相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されること、3号炉及び4号炉の補助蒸気配管については、相互接続し、連絡する場合は、連絡弁の開操作により連絡すること、連絡しない場合は、連絡弁の閉操作により3号炉及び4号炉の補助蒸気配管を分離することを確認した。</p> <p>② （2）重要安全施設以外の安全施設 抽出された重要安全施設以外の安全施設に対して、それぞれ以下の設計方針としていることから、3号炉及び4号炉の安全性が損なわれないとしていることを確認した。</p> <p>① 共用</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|-------------|--|
| | | <p>77kV送電線、No.1予備変圧器用遮断器及びNo.1予備変圧器は、500kV送電線とは独立した電源系として構成し、非常用母線へ必要な電力を供給できる容量を有すること。また、各号炉の非常用母線への接続に遮断器を設け単一故障が生じた場合でも悪影響を及ぼすことがない設計としていること。</p> <p>電源車（緊急時対策所用）（DB）は、設計基準事故時に緊急時対策所並びに緊急時対策所を經由してモニタリングステーション及びモニタリングポストに必要な電力を供給できる容量を有すること。</p> <p>② 相互接続</p> <p>補助蒸気連絡ラインは、通常は連絡弁を閉操作することで相互に分離されており、相互に接続しても各号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有すること。</p> <p>77kV送電線、No.1予備変圧器用遮断器及びNo.1予備変圧器は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用として設計し、500kV送電線とは独立した電源系として構成する。また、非常用母線へ必要な電力を供給できる容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことがなく、非常用母線の単一故障においても受電遮断器を開放することで、共用しても号炉間で悪影響を及ぼすことがない設計とする。</p> <p>電源車（緊急時対策所用）（DB）は3号炉及び4号炉共用として設計するとともに、非常用所内電源系から独立した電源系として構成する。また、設計基準事故時に緊急時対策所並びに緊急時対策所を經由してモニタリングステーション及びモニタリングポストに必要な電力を供給できる容量を有することで原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補助蒸気連絡ラインのうち、1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管については、相互接続するものの、通常は連絡弁の閉操作を行うことで1号炉及び2号炉共用配管と3号炉及び4号炉共用配管は分離されることから、悪影響を及ぼすことはなく、連絡時においても、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>3号炉及び4号炉の補助蒸気配管については、相互接続し、連絡する場合は、連絡弁の開操作により連絡するものの、各号炉の補助蒸気の圧力等は同じとし、また、十分な供給容量を有することで、原子炉施設の安全性を損なうことがなく、連絡しない場合は、連絡弁の閉操作により3号炉及び4号炉の補助蒸気配管を分離することで悪影響を及ぼすことがない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重要安全施設と重要安全施設以外の安全施設における共用・相互接続設備の抽出結果及びその基準適合性が示されている。なお、重要安全施設以外の安全施設のうち77kV送電線、No.1予備変圧器用遮断器及びNo.1予備変圧器については、各号炉の母線への接続に遮断器を設け電気故障が生じた場合でも影響が波及しない設計としていることを示している。＜補足説明資料：12：まとめ資料 12-53～67＞</p> |

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（全交流動力電源喪失対策設備（第14条））

設置許可基準規則第14条は、全交流動力電源喪失（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉を安全に停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できるような設計とすることを要求しているため、以下の事項について確認する。

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|---|
| <p>（全交流動力電源喪失対策設備）</p> <p>第十四条 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p><解釈></p> <p>第14条（全交流動力電源喪失対策設備）</p> <p>1 第14条について、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できること。</p> | <p>全交流動力電源喪失（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間と発電用原子炉の安全停止等に必要となる設備の動作を確認した上で、十分長い間、電力を供給できるように電気容量を設定しているか。</p> <p>（重大事故等に対処するために必要な電力の給電開始までに要する時間）</p> <p>① 全交流動力電源喪失時（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）から重大事故等に対処するために必要な電力の給電が交流動力電源設備から開始されるまでの時間を確認。</p> <p>（必要な設備の動作）</p> <p>② 全交流動力電源が喪失した場合でも、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要な設備の動作を確認。補足説明資料において、必要な設備の負荷電流が整理されて示されているか。</p> | <p>蓄電池（安全防護系用）について、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約30分間に対し、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性確保のために必要となる設備に1時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計とすることを確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの時間として約30分であることを確認した。 <添付八：本文></p> <p>補足説明資料において、「約30分」は、重大事故等対策の有効性評価にて電源確保作業のための運転員A、B及びC並びに緊急安全対策要員Gの所要時間として示されている。<補足説明資料：14：まとめ資料 2.4 必要な直流設備について（参考）（P2-14-25）></p> <p>② 全交流動力電源が喪失した場合、原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置、原子炉停止後の炉心冷却のためのタービン動補助給水ポンプ起動盤（タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ、タービン動補助給水ポンプ起動弁等）、原子炉の停止、冷却、原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う計装用電源（無停電電源装置）及びその他制御盤の待機電力等の負荷へ電力供給することを確認した。 <添付八：10.1.3.4 直流電源設備></p> <p>補足説明資料において、保守率を考慮した蓄電池の給電時間評価結果が示されている。<補足説明資料：14：まとめ資料 2.3 蓄電池（安全保護系用）の容量について（P2-14-15～22）></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|--|
| | <p>(電気容量の設定)</p> <p>③ これらの動作に必要な電気容量を含む直流電源負荷に対し、一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）以上の電力の供給するための蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を確保する設計とすることを確認。補足説明資料において、電気容量の設定根拠について、必要な設備の負荷に対して十分長い間電力を供給できることが示されているか。</p> <p>(参考) 蓄電池の設計（電気容量）として、「一定時間」に対して「十分長い間」と判断した先行事例は以下のとおり。（プラント名：一定時間/給電可能時間） 川内1, 2：25分/1時間以上（実力は約6時間以上、SA用は別途設置） 高浜3, 4：30分/1時間以上（実力は約10時間以上※SAと兼用） 伊方3：40分/十分長い間（3時間以上）（SA用は別途設置）</p> | <p>③ 上記②の動作に必要な蓄電池（安全防護系用）の容量は1組当たり2400A・hであり、重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約30分間に対し、1時間以上電力供給が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>直流電源設備は、蓄電池（安全防護系用）2組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、直流キ電盤等で構成し、蓄電池（安全防護系用）2組のいずれの1組が故障しても残りの系統でプラントの安全性は確保することを確認した。</p> <p>蓄電池（安全防護系用）2組は、それぞれ非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する設計とすることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">＜添付八：10.1.3.4 直流電源設備＞</p> <p>補足説明資料において、保守率を考慮した蓄電池の給電時間評価結果が示されている。＜補足説明資料：14：まとめ資料 2.3 蓄電池（安全保護系用）の容量について（P2-14-15～22）＞</p> <p>また、直流給電設備の構成が示されている。＜補足説明資料：14：まとめ資料 2.1 概要（P2-14-13）＞及び＜補足説明資料：14：まとめ資料 2.2 蓄電池（安全保護系用）のはいちについて（P2-14-14）＞</p> <p>(参考)</p> <p>一定時間を超えて（重大事故等対処時）、長時間の全交流動力電源喪失が発生した場合は、全交流動力電源喪失発生後1時間までに中央制御室にて蓄電池（安全防護系用）から不要な直流負荷を切り離す遠隔操作を行い、8時間以降9時間までに中央制御室下階の計装用インバータ室にて不要な負荷を切り離す操作を行うことで、合計24時間の電力の供給を行うことが可能な設計としている。＜補足説明資料：14：まとめ資料 参考3 所内常設蓄電式直流電源設備（P2-14-31）＞</p> <p>補足説明資料参考3 所内常設蓄電式直流電源設備（P2-14-31）」において、負荷切り離す負荷及び設備が示されている。</p> <p>補足説明資料参考3 所内常設蓄電式直流電源設備（P2-14-31）」において、重大事故対処等設備として要求される所内常設蓄電式直流電源設備と兼用することが示されている。</p> |

大飯発電所3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条））

設置許可基準規則第16条第2項第2号ニは、使用済燃料の貯蔵施設（乾式キャスクを除く。）において想定される燃料体等の落下時だけでなく、他の重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能（遮蔽能力、最終ヒートシンクへの崩壊熱の輸送及び漏えい検知等）が損なわれないように設計することを要求している。

また、同条第3項第1号は、燃料取扱場所の放射線量並びに使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能な設計とすることを要求している。同第2号は、外部電源が利用できない場合であっても、使用済燃料貯蔵槽の状態を示すパラメータの監視が可能な設計とすることを要求している。

このため、以下の事項について確認する。

第16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

| | |
|--------------------------------|---|
| 1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策..... | 2 |
| 2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保..... | 4 |

1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|---|
| <p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>第十六条</p> <p>2</p> <p>二 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。</p> | <p>第16条第2項第2号二は、想定される重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能が損なわれないように設計することを確認。</p> <p>(i) 使用済燃料の貯蔵施設（乾式キャスクを除く。）において想定される燃料体の落下時の想定に加え（既許可）、その他の重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能（遮蔽能力、最終ヒートシンクへの崩壊熱の輸送及び漏えい検知）が損なわれない設計としているか。</p> <p>① 落下が想定される重量物の抽出の考え方を確認。なお、抽出されなかった重量物についてはその根拠を確認。</p> <p>② 抽出された重量物について、落下時の影響を考慮して必要な重量物落下防止対策が講じる方針であることを確認。【工事計画においては、燃料集合体以外の重量物落下防止対策は、具体的なライニングの健全性、ピットからの離隔及びクレーンの固縛等を確認】</p> | <p>確認結果（大飯34）</p> <p>① 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面及び使用済み燃料ピットラックの再設置工事計画等にて確認することにより、落下のおそれのある重量物等の落下時のエネルギーを評価し、気中における落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー以上となる設備等を抽出している（原子炉周辺建屋の構造物、使用済燃料ピットクレーン、補助建屋クレーン）ことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、抽出基準及び抽出結果が示されている<補足説明資料：16：まとめ資料 参照：「別添1 使用済燃料ピットへの重量物落下について」>。選定フローにおいて、使用済燃料ピットとの離隔距離や選定された重量物の設置方法等を考慮して、使用済燃料ピットに落下するおそれがないものは検討不要とすること、さらに、落下エネルギーと気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーを比較し下回るものは検討不要としている。また、耐震評価、設備構造及び運用状況について、適切に対応されるものについては検討不要であることが示されている。</p> <p>また、重量物の選定結果が網羅的に示されている<補足説明資料：16：まとめ資料 参照：「別添1、3. 使用済燃料ピット周辺の設備等の抽出」、「別添1、4. 使用済燃料ピットへの落下を検討すべき重量物の抽出」>。</p> <p>さらに、既許可である燃料集合体落下時のライニング評価が示されている<補足説明資料：16：まとめ資料 参照：「別添1、別紙1 気中落下試験によるライニング評価」>。</p> <p>② 抽出したそれぞれの重量物に対して、以下のような対策を講じる<と>していることを確認した。</p> <p>(1) 原子炉周辺建屋の構造物については、基準地震動に対して使用済燃料ピット内への落下を防止できるように設計する。</p> <p>補足説明資料において、原子炉周辺建屋の屋根を支持する鉄骨梁は、基準地震動に対して許容値以下とし、使用済燃料ピット内に落下しない設計とすること、屋根は鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とすること、また、外壁部材は、構造部材の外側に取付け、使用済燃料ピット内に落下しない設計とすることを確認した。</p> <p>(2) 使用済燃料ピットクレーンについては、基準地震動に対して、クレーン本体、転倒防止金具等及び走行レールに発生する荷重により生ずる応力が許容値以下となるように、吊荷を考慮し保守的に設計する。</p> <p>補足説明資料において、クレーン本体の健全性評価においては、保守的に吊荷ありの条件で、基準地震動によりホイスト支柱等に生ずる応力が許容値以下となるよう設計することを確認した。</p> <p>転倒落下防止評価においては、走行レール頭部を抱き込む構造をしたクレーンの浮き上がり防止爪について、保守的に吊荷なしの条件で、基準地震動により転倒防止金具爪及び取付けボルト等に生ずる応力が許容値以下となるよう設計することを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|-------------|--|
| | | <p>走行レールの健全性評価においては、走行方向、走行直角方向及び鉛直方向について、基準地震動により基礎ボルトに生ずる応力が許容値以下となるよう設計することを確認した。</p> <p>(3) 補助建屋クレーンについては、使用済燃料ピットの上部に走行レールがなく、仮に走行レールから脱落したとしても、建屋の構造上、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットに落下しない設計とする。</p> <p>補足説明資料において、仮に落下後の移動を想定しても、使用済燃料ピットとの間に燃料取換用チャンネルがあるため、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用済燃料ピットへの落下原因（地震による破損、機器の故障、装置の誤操作）に応じて落下防止措置が示されている（補足説明資料：16：まとめ資料 参照：「別添1、5. 落下防止の対応状況確認」）。</p> |

2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|---|---|
| <p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>第十六条</p> <p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p> <p>二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。</p> <p>(解釈)</p> <p>6 第3項第1号に規定する「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え」とは、異常時において燃料取扱場所への立ち入りが制限される場合においても、原子炉制御室でモニタリングが可能であることをいう。</p> <p>7 第3項第2号に規定する「外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるもの」については、外部電源の喪失時においても使用済燃料貯蔵槽の状態の監視が可能であることを求めているが、当該状態の監視方法には、直接的な測定方法に加え間接的な測定方法を含めてもよい。</p> | <p>第16条第3項第1号は、燃料取扱場所の放射線量に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能ないように設計することを確認する。</p> <p>※第23条第1項第5項の「記録され、及び当該記録が保存」する必要なパラメータは、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するためのものであることから、使用済燃料貯蔵槽の計測制御系統施設は要求対象外</p> <p>(i) 燃料取扱場所の放射線量に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても異常を検知し、原子炉制御室において監視できる設計方針としているか。</p> <p>① 燃料取扱場所の放射線量に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、測定する設備が設置される設計としていることを確認。また、当該情報に異常が認められた場合は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ それを検知して原子炉制御室に伝える ・ または、異常が生じた水位及び水温を自動的に制御する <p>どちらかにより、放射線量を自動的に抑制することができる設計としていることを確認。</p> | <p>① 使用済燃料ピットの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信するように設計していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、設備名称毎に種類、計測範囲、警報動作範囲、取付箇所及び個数について示されている<補足説明資料：16：まとめ資料 参照：「別添 2、1. 使用済燃料ピット監視設備」>。</p> <p>また、監視設備の計測結果の記録方法及び保存期間が社内規程に基づき定めて保管することが示されている<補足説明資料：16：まとめ資料 参照：「別添 2、別紙」>。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|---|
| <p>(計測制御系統施設)</p> <p>第二十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。</p> <p>五 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存されるものとする。</p> <p>(解釈)</p> <p>3 第5号に規定する「必要なパラメータ」とは、安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの三つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力・温度等をいう。</p> <p>4 第5号に規定する「記録され、及び当該記録が保存されるもの」とは、事象の経過後において、上記3の「必要なパラメータ」が参照可能であることをいう。</p> <p>5 設計基準事故時における計測制御系統施設については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」(昭和56年7月23日原子力安全委員会決定)に定めるところによる。</p> | <p>(ii) 外部電源が利用できない場合でも、使用済燃料貯蔵槽の状態を示すパラメータの監視が可能となる設計方針としているか。</p> <p>① 外部電源が利用できない場合においても、温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示すパラメータが抽出されていること、また、抽出の考え方を確認。</p> <p>② 外部電源が利用できない場合においても、温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示すパラメータを監視できるよう非常用母線に接続する等の非常用の電源を確保した設計としていることを確認。</p> | <p>② さらに、外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により、使用済燃料ピットの水位、水温及び放射線量を監視できるように設計していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、監視設備の電源構成が非常用所内電源より受電されることが示されている<補足説明資料：16：まとめ資料 参照：「別添2、1.4使用済燃料ピット監視設備（設計基準対象設備）の電源構成について」>。</p> |

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条））

設置許可基準規則解釈第17条第1項第3号口は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管（以下「接続配管」という。）のうち、通常時及び事故時ともに閉となるべきにもかかわらず、通常時又は事故時に開となるおそれがある弁を有する配管については、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲を、クラス1機器である原子炉冷却材圧力バウンダリとすることを要求しているため、以下の事項について確認する。

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|--|---|
| <p>（原子炉冷却材圧力バウンダリ）</p> <p>第十七条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第17条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）</p> <p>1</p> <p>三 接続配管</p> <p>口 <u>通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</u></p> | <p>（i）原子炉冷却材圧力バウンダリのうち接続配管について、「通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲」を対象とする方針を確認する。</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリのうち接続配管について、原子炉冷却材圧力が高い場合に第1隔離弁（電動弁）を開放しないようにインターロックが設けた場合であったとしても、原子炉制御室から遠隔操作により第1隔離弁（電動弁）を「開」とするおそれのあるものを「通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの」に区分し、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲を対象とする方針を確認。</p> <p>② ①における範囲について、図面等により第2隔離弁を含むまでの範囲を確認。</p> | <p>（i）</p> <p>① <u>通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有する接続配管は、原子炉側からみて、第2隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする</u>ことを確認した。 補足説明資料において、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の弁抽出フローが示されている。<補足説明資料：17：まとめ資料 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出（P2-17-14～15）>及び「添付1（P2-17-36）」></p> <p>② 抽出された余熱除去系入口ラインを含む原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲を「第5.1.1.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ図」で確認した。 補足説明資料において、抽出フローに基づき原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される各配管及び弁を選別した結果が示されている。<補足説明資料：17：まとめ資料 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出（P2-17-14～15）>、<補足説明資料：17：まとめ資料 添付1（P2-17-36）>及び「添付2（P2-17-37）」></p> |
| | <p>（ii）原子炉冷却材圧力バウンダリのうち接続配管について、弁が開状態とならないように施錠管理されている第1隔離弁を、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲を対象とする方針を確認する。</p> <p>① 「通常時又は事故時に開となるおそれのない弁を有するもの」と区分するため、弁が開状態とならないようにするための管理を確認。</p> | <p>（ii）</p> <p>① <u>なお、上記以外の第1隔離弁については、施錠管理を行うことにより開とならない運用とする</u>ことを確認した。 通常時閉及び事故時閉となる手動弁のうち、個別に施錠管理を行う弁は、通常時及び事故時に開となるおそれがないことから、1個の隔離弁を設ける設計方針であることを確認した。 <添付八：本文></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|--|--|
| | | <p>補足説明資料において、1次冷却系ループドレンライン及び加圧器ベントラインの弁は施錠により弁ハンドルの固定を行うことで弁の誤操作防止措置を講じていることから、通常時又は事故時において開となるおそれはなく、バウンダリの範囲は拡大されないことが示されている。＜補足説明資料：17：まとめ資料 2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出（P2-17-14～15）＞</p> |
| | <p>(iii) クラス1機器と同様の仕様とすることを確認する。</p> <p>① バウンダリ拡大範囲についても、設置許可基準規則第17条各号の要求を満足する設計方針であることを確認。</p> <p>② 上記のバウンダリ拡大範囲については、クラス2設備であったことから、従来のRCPB内システムの仕様（材料、漏洩を検出する装置の取付け位置、最高使用圧力、最高使用温度）と同様であることを確認。</p> | <p>(iii)</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる負荷に耐えるとともに、瞬間的破壊が生じないように十分なじん性を有する設計とすることを確認した。また、クラス1機器としての供用期間中検査を可能とすることを確認した。また、設置許可基準規則解釈第17条の規定により新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管は、いずれもこれまでクラス2機器であったことから、クラス1機器における要求を満足していることを確認した。当該配管と管台の溶接継手に対して、非破壊検査を全数継続的に行い健全性を確認するとともに、クラス1機器としての供用期間中検査を行うことを確認した。</p> <p>耐負荷及びじん性：＜添付八：本文＞</p> <p>クラス1：＜添付八：1.2.7.1(3)「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合＞</p> <p>② 原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲（以下「拡大範囲」という。）となる余熱除去系入口ラインについては、従来クラス2機器から原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲としてクラス1機器における要求を満足していることを確認する方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、余熱除去系入口ラインの第1隔離弁から第2隔離弁までの機器は、第1隔離弁までのクラス1機器の系統と同仕様であることが示されている。＜補足説明資料：17：まとめ資料 2.3 余熱除去系入口ラインの配管・弁の仕様（P2-17-18）＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|--|--|
| | <p>③ 主配管及び主要弁等については、強度・耐震評価を行いクラス1機器としての要求を満足している設計であることを第12条第3項及び第17条各号も踏まえて確認（クラス1設備相当）。</p> <p>④ 定期事業者検査としてクラス1として位置付けた検査が行えることを第12条第4項も踏まえて確認。</p> | <p>③ 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリは、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように、フェライト系鋼材で製作する機器に対しては、破壊じん性を考慮した材料の選択、設計、製作及び運転に留意する設計方針であることを確認した。 補足説明資料において、クラス1機器となる余熱除去系入口ラインの第2隔離弁までの配管強度・弁強度及び耐震が許容値を満足することが示されている。<補足説明資料:17:まとめ資料 2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の強度・耐震評価 (P2-17-19~22) ></p> <p>④ 拡大範囲については、クラス1機器供用期間中検査を行うとともに、拡大範囲のうち配管と管台の溶接継手に対して追加の非破壊検査（浸透探傷検査）を検査間隔にて全数（100%）継続的に行い健全性を確認する方針であることを確認した。 補足説明資料において、従来クラス2機器として製作・据付けられた余熱除去系入口ラインの第2隔離弁までの範囲に、クラス1機器として製作・据付時検査で不足する検査を追加実施又はそれを補う検査の実施、代替検査を実施済であること、供用期間中検査を実施できること、第2隔離弁までを含めた漏えい検査を実施することが示されている。<補足説明資料:17:まとめ資料 2.5 原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の保全方法 (P2-17-23~24) >及び<補足説明資料:17:まとめ資料 2.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリに対する漏洩検査への影響について (P2-17-25) ></p> |

審査の視点、審査確認事項等の整理表案（安全保護回路（第24条））

設置許可基準規則第24条第6号は、不正アクセス行為等による被害を防止できるように安全保護回路を設ける設計とすることを要求しているため、以下の事項について確認する。

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯34） |
|---|--|---|
| <p>（安全保護回路）</p> <p>第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げる ところにより、安全保護回路（安全施設に属するもの に限る。以下この条において同じ。）を設けなければ ならない。</p> <p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的 に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作 をさせる行為による被害を防止することができるもの とすること。</p> <p>（解釈）</p> <p>6 第6号に規定する「不正アクセス行為その他の 電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は 使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止 すること」とは、ハードウェアの物理的分離、機能的 分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験 段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する 等、承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことを いう。</p> <p>（参考）</p> <p>不正アクセス行為の禁止等に関する法律第2条第4項 一 アクセス制御機能を有する特定電子計算機に電気通 信回線を通じて当該アクセス制御機能に係る他人の 識別符号を入力して当該特定電子計算機を起動させ、 当該アクセス制御機能により制限されている特定利用 をし得る状態にさせる行為（当該アクセス制御機能を 付加したアクセス管理者がするもの及び当該アクセ ス管理者又は当該識別符号に係る利用権者の承諾を 得てするものを除く。）</p> | <p>（i）安全保護回路は、不正アクセス等行為に対して、 物理的分離及び機能的分離を講じていることを 確認する。</p> <p>（物理的分離）</p> <p>① 安全保護回路制御盤の施錠管理等によりアクセ スできる人を管理する方針としていることを確認。 ② プログラムのパスワード管理等によりアクセス を制限することによって直接的に容易に変更する ことができない設計としていることを確認。</p> | <p>（i）</p> <p>（物理的分離）</p> <p>① <u>安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする</u>ことを確認した。 安全保護系のデジタル計算機は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とし、この盤の施錠管理方法を定め運用する方針であることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">＜添付八： 1.2.7.1(3) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合＞及び＜添付八： 6.6.7 手順等＞</p> <p>補足説明資料において、ハードウェアを直接接続させない構造とすること、施錠管理の運用・手順、教育・訓練の方針、計装盤扉を開放した場合は中央制御室に警報が発信して不正侵入等を防止することが示されている。＜補足説明資料：24：まとめ資料 2.2 原子炉安全保護計装盤の物理的分離（P2-24-18）＞、＜補足説明資料：24：まとめ資料 別添 技術的能力説明資料（P2-24別-1～4）＞、「2.6 物理的及び電氣的アクセスの制限（P2-24-23）＞</p> <p>② <u>発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電氣的アクセスを制限する設計とする</u>ことを確認した。 ＜添付八： 1.2.7.1(3) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合＞</p> <p>補足説明資料において、発電所入域の出入管理すること、システムへのパスワード管理等により電氣的アクセスを制限することが示されている。＜補足説明資料：24：まとめ資料 別添 技術的能力説明資料（P2-24別-1～4）＞、＜補足説明資料：24：まとめ資料 2.6 物理的及び電氣的アクセスの制限（P2-24-23）＞</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯34） |
|--|--|--|
| <p>二 アクセス制御機能を有する特定電子計算機に電気通信回線を通じて当該アクセス制御機能による特定利用の制限を免れることができる情報（識別符号であるものを除く。）又は指令を入力して当該特定電子計算機を作動させ、その制限されている特定利用をし得る状態にさせる行為（当該アクセス制御機能を付加したアクセス管理者がするもの及び当該アクセス管理者の承諾を得てするものを除く。次号において同じ。）</p> <p>三 電気通信回線を介して接続された他の特定電子計算機が有するアクセス制御機能によりその特定利用を制限されている特定電子計算機に電気通信回線を通じてその制限を免れることができる情報又は指令を入力して当該特定電子計算機を作動させ、その制限されている特定利用をし得る状態にさせる行為</p> | <p>（機能的分離）</p> <p>③ 外部ネットワークとは接続しない設計としていることを確認。外部ネットワークと接続する必要がある場合には、ゲートウェイを介して送信のみの一方向通信に制限することで機能的に分離する方針としていることを確認。</p> | <p>（機能的分離）</p> <p>③ <u>安全保護系のデジタル計算機は、外部ネットワークへの信号伝送をする場合は、ゲートウェイを介して一方向通信（送信のみ）に制限することで機能的に分離する設計とする</u>ことを確認した。</p> <p>＜添付八： 1.2.7.1(3) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合＞</p> <p>補足説明資料において、原子炉安全保護計装盤の信号を外部へ伝送する場合は、外部ネットワークと直接接続せず、遮断装置（ゲートウェイ）を介した片方向通信に制限し、遮断装置のソフトウェアを送信ソフトウェアのみとし、外部からの信号を受信しないことで機能的分離することが示されている。＜補足説明資料：24：まとめ資料 2.3 原子炉安全保護計装盤の機能的分離（P2-24-19）＞</p> <p>＜添付八：本文なし＞</p> <p>以下の手順とする方針であることが示されている。</p> <p>(3) 安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びにソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め運用する。</p> <p>＜添付八： 6.6.7 手順等＞</p> <p>補足説明資料において、「2.8 原子炉安全保護計装盤のソフトウェア変更管理（P2-24-25）」に1次系継電器室内の施錠管理された盤内に設置された専用保守ツールを使用するとともに、保守ツールのパスワード管理によって管理されないソフトウェアの変更を防止し、保守ツールのパスワードの付与は関係者（設備担当者）に限定して定期的（1年に1回以上）に見直すことが示されている。</p> <p>補足説明資料において、「2.2 原子炉保護系計器ラック等の物理的分離（P24-34～35）」に原子炉保護系計器ラックから計測制御系等へのデータ伝送には光信号を用いており、光変換カードによって電気信号を光信号に変換して送信することで、物理的分離及び電気的分離をすることが示されている。ソフトの更新については①関連（2015/2/16 ヒア 柏崎6,7）と同じ。</p> <p>上記③参照。</p> <p>上記（ii）①参照。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|---|
| | | <p>上記①について、補足説明資料「2.2 原子炉保護系計器ラック等の物理的分離（P24-34～35）」にUSBポートが接続できない構造とすることで、USBメモリの使用による不正アクセスその他の被害を防止することが示されている。</p> <p>美浜3はデジタル計算機方式に変更する。</p> |
| | <p>(ii) 安全保護回路が物理的分離、機能的分離されていることのほか、システムの導入段階から試験段階においてコンピュータウイルスが混入することを防止する対策（Validation & Verification）が実施されていること等を確認する。</p> <p>（調達管理）</p> <p>①品質保証システムによる調達管理に加えて、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規定」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じた検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する方針としていることを確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>（調達管理）</p> <p>安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じて、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とすることを確認した。 <添付八：1.2.7.1(3)「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合></p> <p>補足説明資料において、原子炉安全保護計装盤の設計、製作、試験及び変更管理の各段階でV&V（コンピュータウイルスの混入防止を含む。）がなされたソフトウェアを使用することが示されている。また、JEAC4620-2008及びJEAG4609-2008に基づいて、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、検証されたソフトウェアを使用することが示されている。<補足説明資料：24：まとめ資料 2.4 コンピュータウイルスによる被害の防止（P2-24-19～20）>、<補足説明資料：24：まとめ資料 2.5 設計、製作、試験及び変更管理の各段階における検証及び妥当性確認（P2-24-20～23）></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|--|
| | <p>（ソフトウェアの信頼性）</p> <p>②安全保護回路のソフトウェアについては、独自のプログラム言語で構築しており、一般的なコンピュータウイルスが動作する環境でないことを確認。</p> | <p>（ソフトウェアの信頼性）</p> <p>① 安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム及び言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とすることを確認した。 <添付八：1.2.7.1(3)「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合></p> <p>補足説明資料において、原子炉安全保護計装盤は固有のプログラム言語を使用（一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境）することが示されている。<補足説明資料：24：まとめ資料 2.4 コンピュータウイルスによる被害の防止（P2-24-19～20）></p> <p>補足説明資料において、<補足説明資料：24：まとめ資料 2.5 設計、製作、試験及び変更管理の各段階における検証及び妥当性確認（P24-36～39）>の表3に示されている。</p> <p>美浜3はデジタル計算機方式に変更する。</p> <p>補足説明資料において、<補足説明資料：24：まとめ資料 2.5 設計、製作、試験及び変更管理の各段階における検証及び妥当性確認（P24-36～39）>の図3に示されている。</p> <p>上記①と同じ。</p> <p>上記①と同じ。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯34） |
|-------------|----------------|--|
| | | <p>補足説明資料において、＜補足説明資料：24：まとめ資料 2.4 コンピュータウイルスによる被害の防止（P24-35～36）＞に、ウイルス侵入防止対策および内部脅威者対策を含め、原子力施設に係る情報システムへの妨害行為又は破壊行為を防止するため、「情報システムセキュリティ計画」を策定し、所要の措置を講じるとともに、同措置によりセキュリティが確保されていることを定期的に確認することが示されている。</p> <p>補足説明資料において、＜補足説明資料：24：まとめ資料 2.5 設計、製作、試験及び変更管理の各段階における検証及び妥当性確認（P24-36～39）＞に供給者による検証及び妥当性確認の上記①の各段階に、検証されたソフトウェアを使用していることを確認していることが示されている。</p> <p>補足説明資料において、＜補足説明資料：24：まとめ資料 参考資料-1 原子炉保護系計器ラックのデジタル化及び4チャンネル化について（P24 参-1～18）＞に最新プラントの工事計画書記載の設定値と、計装誤差の考え方等を整合させる観点からセット値を変更しているが、原子炉設置変更許可申請書添付十の解析で使用している作動限界値については変更がないため、解析に影響はない。また補機の動作順については、安全解析上トリップ前に起動するものではなく（作動限界値以上の値）、作動限界値の変更がないことから設定値変更による動作順の変更は発生しない。</p> <p>補足説明資料において、「参考資料-1 原子炉保護系計器ラックのデジタル化及び4チャンネル化について＜補足説明資料：24：まとめ資料 P24 参-1～18）＞に以下が示されている。</p> <p>○変更内容 現状の2 out of 3方式から、2 out of 4方式に変更するとともに、1チャンネル故障・試験時にトリップする方式から、バイパス（=使用除外）状態に切り替える方式へ変更する。</p> <p>○変更理由 2 out of 3方式では、故障時に、保安規定上の制限から、故障チャンネルを強制トリップ状態（1 out of 2状態）としている。この状態では故障・誤操作等による誤トリップのリスクが高い。</p> <p>○安全保護回路の信号の変更前後比較 4チャンネル化に伴う変更は多数決ロジックの変更のみであり、その他の変更はない。</p> <p>【原子炉トリップ信号】 「過大温度△T高」、「過大出力△T高」、「加圧器圧力高」、「加圧器圧力低」、「1次冷却材流量低」、「蒸気発生器水位異常低」は、2/3から2/4ロジックに変更。 「蒸気発生器給水流量低」は、主蒸気給水流量差大の1/2と蒸気発生器水位低の2/4の一致（各グループ）に変更。</p> <p>【非常用炉心冷却系作動信号】 「加圧器圧力異常低」、「原子炉格納容器圧力高」は、2/3から2/4ロジックに変更。 「加圧器圧力低と加圧器水位低の一致」、加圧器圧力低と加圧器水位低の一致信号の1/3を2/4</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯34） |
|-------------|----------------|--|
| | | <p>ロジックに変更。</p> <p>「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致」は、主蒸気流量高（各ラインは1/2）の2/3と主蒸気ライン圧力低（各ラインは2/4）の2/3あるいは1次冷却材平均温度異常低の2/4の一致にロジック変更。</p> <p>「主蒸気ライン差圧高」は、他の2ラインに対して圧力低（各ライン間の主蒸気ライン差圧高の2/4）ロジックに変更。</p> <p>【主蒸気ライン隔離信号】</p> <p>「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致」は、主蒸気流量高（各ラインは1/2）の2/3と主蒸気ライン圧力低（各ラインは2/4）の2/3あるいは1次冷却材平均温度異常低の2/4の一致にロジック変更。</p> |

大飯発電所3、4号炉に係る新規規制基準適合性審査の視点及び確認事項（保安電源設備（第33条））

設置許可基準規則第33条は、保安電源設備について、安全施設への電力の供給が停止することがないように設計することを要求している。また、外部電源喪失時における発電所構内の電源として、必要な電力を供給するように設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

第33条 保安電源設備

| | |
|------------------------------|-------|
| 1. 保安電源の信頼性 | 33-2 |
| （1）発電所構内における電気システムの信頼性 | 33-2 |
| （2）電線路の独立性 | 33-4 |
| （3）電線路の物理的分離 | 33-5 |
| （4）複数号炉を設置する場合における電力供給確保 | 33-7 |
| 2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保 | 33-9 |
| （1）非常用電源設備等 | 33-9 |
| （2）隣接する原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存 | 33-11 |

1. 保安電源の信頼性

(1) 発電所構内における電気系統の信頼性

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|---|--|
| <p>3 保安電源設備 (安全施設へ電力を供給するための設備をいう。) は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>1 第3項に規定する「安全施設への電力の供給が停止することがない」とは、重要安全施設に対して、その多重性を損なうことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易なことをいう。なお、上記の「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備 (非常用ディーゼル発電機及びバッテリー等) 及び工学的安全施設を含む重要安全施設への電力供給設備 (非常用母線スイッチギヤ及びケーブル等) をいう。</p> <p>2 第3項に規定する「機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止する」とは、電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知し、遮断器等により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できることをいう。また、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大</p> | <p>(i) 安全施設への電力の供給が停止することがないように、安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止ができることを確認する。</p> <p>① 遮断器により短絡等の故障による影響を局所化し、他の安全機能への影響を限定できることを確認。</p> <p>② 外部電源に直接接続している変圧器の1次側において、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を行うことを確認 (1相開放対策)。</p> | <p>確認結果 (大飯34)</p> <p>① 保安電源設備については、安全施設への電力の供給が停止することがないようにすること、電力系統の異常の検知とその拡大防止については、遮断器により短絡等の故障による影響を局所化するとともに、他の安全機能への影響を限定できることを確認した。</p> <p>保安電源設備 (安全施設へ電力を供給するための設備をいう。) は、電線路、原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、ガス絶縁遮断器あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器が動作することにより、その拡大を防止する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、開閉所、変圧器、発電機、非常用高圧母線それぞれについての保護継電装置の種類が示されている。 <補足説明資料: 33: まとめ資料 2-33-64~66></p> <p>② 外部電源に直接接続している変圧器の1次側において、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を行うことによって、安全施設への電力の供給の安定性を回復できることを確認した。なお、1相開放故障事象の知見を手順書に反映し、運転員に対して定期的に教育を実施するとともに、変圧器等の巡視点検を1日1回実施することや手動による受電切替え時に、変圧器等の巡視点検を実施することで、可能な限り異常の早期検知に努めることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、変圧器一次側1相開放が発生した場合の対応について示されている。</p> <p>(1相開放故障の検知方法)</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 500kV送電系統の異常検知について 通常、No. 2予備変圧器は海水ポンプモータ等の負荷が有る状態であり、送電線においては、異常を検知する手段として、電流の三相平衡監視を常時行っており、電力送電時、1相開放故 |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|--|
| <p>を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。</p> | | <p>障が発生した場合は、電流が不平衡となるため、異常を検知することが可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ② 77kV送電系統の異常検知について ・ 1相開放故障時のこれまでの国内外の解析知見より、1相開放故障時の電氣的挙動は、変圧器容量には依存せず変圧器巻線種、接地方法、鉄心構造等の変圧器型式の違いに依存すると分かっている。また、当社が確認しているNo. 1予備変圧器の巻線型式（外部電源側-Y、負荷側-Y、安定巻線-Δ、高圧側の接地が無）における電気過渡応答解析結果では、当該型式の変圧器の場合において1相開放故障が起きた場合は、負荷の大小に関わらず1相開放故障の該当相の2次側電圧（低圧側）の電圧は0となる挙動を示し、この場合、不足電圧継電器の動作および、電圧計の指示等にて確認する事が可能と考えられる。 ・ 今後も妥当性の検証等行っていくが、事象検知の信頼性拡充のための当面の対応として、1相開放故障事象の知見を手順書に反映し、運転員に対して定期的に教育を実施するとともに、変圧器等の巡視点検を1日1回実施することや手動による受電切替え時に、変圧器等の巡視点検を実施することで、可能な限り異常の早期検知に努める。 ・ ③ GISの異常検知について ・ GISは、接地された筐体内に導体が内包されており、導体の断線が起きない構造となっている。仮に、断線が発生した場合でも、アークの発生により接地されたタンクを通じ、地絡が発生し地絡過電流継電器(51G)あるいは電流差動継電器(87)が動作する等、異常を検知することが可能である。 ・ ④ No. 1予備変圧器、No. 2予備変圧器の異常検知について ・ No. 1予備変圧器、No. 2予備変圧器は、1次側の接続部位に架線の碍子は存在せず、また、変圧器の導体は、十分強度を持った筐体内にあることから、断線の可能性は考えにくい。しかし、仮に、配線の断線が発生した場合、アークの発生により接地された筐体を通じ地絡となることで、地絡過電流継電器(51G)あるいは電流差動継電器(87)が動作する、あるいは、アークにより内圧上昇により機械的な異常を検知することで検知が可能である。＜補足説明資料：33：まとめ資料 2-33-67～89＞ |
| | <p>(ii) 重要安全施設に接続する電気系統については、信頼性が高いことを確認する。</p> <p>① 重要安全施設に接続する電気系統（送電線、母線、変圧器）については、系統分離を考慮した母線によって構成されることを確認。</p> | <p>(ii)</p> <p>重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替え操作が容易であることを確認した。</p> <p>① 送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、500kV母線は2母線、77kV母線は1母線で構成する。500kV送電線及び77kV送電線は、それぞれNo. 2予備変圧器及びNo. 1予備変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とするとともに発電機からの発生電力は、所内変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とすることを確認した。また、非常用母線を2母線確保する構成とすることで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とすることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|---|
| | <p>② 重要安全施設に対する電気系統については、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであることを確認。</p> <p>③ 重要安全施設に対する電気系統については、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替え操作が容易であることを確認。</p> | <p>② 電気系統を構成する送電線、母線、変圧器、非常用電源系、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）又は日本工業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定することにより信頼性の高い設計とすることを確認した。</p> <p>③ 非常用所内電源系からの受電時等の母線切替えは、故障を検知した場合、自動切替え及び容易に手動で切り替わる設計とすることを確認した。 補足説明資料において、「電力の供給が停止しない構成」として、非常用母線が優先電源（No. 2 予備変圧器）から受電できなくなった場合には後備電源（所内変圧器に切替えられ最終的にはディーゼル発電機が投入）に切替えられる。本切替えは、通常自動切替えであり容易に実施可能な構成となっている。さらにディーゼル発電機からの受電も失敗した場合には、No. 1 予備変圧器から受電する。本切替えは、手動切替えで容易に実施可能であることが示されている。＜補足説明資料：33：まとめ資料 2-33-90＞</p> |

（2）電線路の独立性

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|---|--|---|
| <p>4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。</p> <p>（解釈） 3 第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設ける</p> | <p>設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線について、それぞれ互いに独立しているものであって、設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該施設を電力系統に連系する設計としているか。</p> <p>（i）外部電源受電回路が2つ以上設けられることを確認する。</p> <p>① 外部電源受電回路が2つ以上設け、電線路については、送受電可能な回線又は受電専用の回線の複数回線で構成されており、電力系統と非常用所内配電設備とを接続できる設計としていることを確認。</p> | <p>① 本発電所について、送受電可能な500kV送電線（大飯幹線及び第二大飯幹線）2ルート4回線と、受電専用77kV送電線（大飯支線）1ルート1回線の3ルート5回線で電力系統に連系しており、500kV送電線は、本発電所から約70km離れた西京都変電所及び約50km離れた京北開閉所に連系し、77kV送電線は、本発電所から約26km離れた小浜変電所に連系していることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|---|--|
| <p>ことにより達成されることをいう。</p> <p>4 第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみに関連し、当該変電所又は開閉所が停止することにより当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態にならないことをいう。</p> | <p>(ii) 電線路の上流側の接続先が複数の変電所又は開閉所とすることを確認する。</p> <p>① 電線路の上流側の接続先が複数の変電所又は開閉所とすることを確認する。</p> <p>② 1箇所の変電所又は開閉所の停止を想定しても、他の変電所又は開閉所から電力を供給することが可能であることを確認する。</p> | <p>① 500kV送電線のうち2回線（大飯幹線）は、約70km離れた西京都変電所に連系し、他の2回線（第二大飯幹線）は、約50km離れた京北開閉所に連系する。また、77kV送電線1回線（大飯支線）は、約26km離れた小浜変電所に連系していることを確認した。 補足説明資料において、送電系統概要図により送電線と変電所の位置関係が示されている。(2-33-91)</p> <p>② これらの変電所は、その電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系し、1つの変電所が停止することによって、当該原子力施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とすることを確認した。 補足説明資料において、1つの変電所が全停止した際の電力供給ルートが概要図として示されている。(2-33-92～94)</p> |

(3) 電線路の物理的分離

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|-------------|------------|
|-------------|-------------|------------|

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|--|--|--|
| <p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>5 第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう。</p> | <p>設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも1回線について、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計としているか。</p> <p>(i) 電線路について、少なくとも1回線については、他の回線と同一の送電鉄塔等に架線されないなど物理的に分離される方針であることを確認する。</p> <p>① 設計基準対象施設に連系する電線路のうち少なくとも1回線について、同一の送電鉄塔に架線されていないことを確認。</p> <p>② ①の要求のほか、電線路の交差部、近接区間等については、各電線路の離隔距離や同一斜面に送電鉄塔を施設しないこと等により、互いに影響を受けないことが考慮されていることを確認。相互の電線路に交差部については、倒壊等により外部電源からの受電回路が同時に喪失しないように考慮されていること確認。</p> | <p>① 設計基準対象施設に連系する 500kV 送電線（大飯幹線）2 回線、500kV 送電線（第二大飯幹線）2 回線と 77kV 送電線（大飯支線）1 回線について、同一の送電鉄塔に架線しない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、発電所に接続する送電線の架線状況が示されている。＜補足説明資料：33：まとめ資料 2-33-95＞</p> <p>② 送電線は、大規模な盛土崩壊、大規模な地すべり等による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保するとともに、強風発生時の事故防止対策の実施により、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのないよう設計とされていることを確認した。500kV送電線（大飯幹線及び第二大飯幹線）と77kV送電線（大飯支線及び小浜線）の交差箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計とする。これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、送電線が同時に機能喪失しにくい配置であり、近接区間の共倒れリスク評価に問題ないこと、鉄塔基礎の安定性評価に問題ないことを確認した。また、送電線の信頼性向上対策も示されている。＜補足説明資料：33：まとめ資料 2-33-96～119＞</p> |

(4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|--|--|
| <p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない</p> <p>(解釈)</p> <p>6 第6項に規定する「同時に停止しない」とは、複数の発電用原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源系が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であることをいう。なお、上記の「外部電源系」とは、外部電源(電力系統)に加えて当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。また、開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不等沈下又は傾斜等が起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。さらに、津波に対して隔離又は防護するとともに、塩害を考慮したものであること。</p> | <p>設計基準対象施設に接続する電線路について、同一の発電所の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計としているか。</p> <p>(1) 設計基準対象施設に接続する電線路が2回線喪失した場合でも電力の供給が同時に停止しないことを確認する。</p> <p>① 外部電源からの受電回路3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であり電力の供給が同時に停止しないこと。※外部電源からの受電回路3回線には、当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備を含めていないこと。</p> | <p>① 設計基準対象施設に連系する送電線について、受電可能な5回線を有し、いずれの2回線が喪失しても、それ以外のいずれかの1回線により3号炉及び4号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量を備える構成としている。500kV送電線は、母線連絡遮断器を介し、3号炉及び4号炉に接続するとともに、77kV送電線はNo. 1予備変圧器を介し、3号炉及び4号炉に接続する設計としていることを確認した。</p> <p>所内電力構成については、開閉所単線結線図を確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|--|
| | <p>(ii) 送受電設備は電力供給先の機器クラスに応じた信頼性があることを確認する。</p> <p>① 開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備について、不等沈下又は傾斜が起きないような、電力供給先の耐震クラスに応じた十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等については耐震性の高いものが使用されることを確認。</p> <p>② 発電所の外部電源関連設備は、津波の影響を受けないよう施設されるとともに、塩害対策が考慮されることを確認。</p> | <p>① 開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とした上で、碍子及び遮断器等の機器についても、耐震性の高いものを使用していることを確認した。具体的には、碍子は可とう性のある懸垂碍子を使用し、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用する等、耐震性の高いものを使用することを確認した。 補足説明資料において、開閉所から主発電機側の送受電設備までの基礎構造として配置図と断面図が示されている。〈補足説明資料：33：まとめ資料 2-33-124～130〉</p> <p>② 当該開閉所等は、津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮する設計としていることを確認した。開閉所等とは、開閉所から主発電機側の送受電設備であり、送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄装置を設置し、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用する設計とすることで、塩害対策が考慮されていることを確認した。 補足説明資料において、特高開閉所の津波による影響評価が示されている。具体的には、設計基準津波高さが最大でT.P.+8.0m に対し、500kV特高開閉所高さがT.P.+32m 以上であり、77kV特高開閉所高さはT.P.+15.4m 以上であることを確認した。〈補足説明資料：33：まとめ資料 P123,124 2.1.4.3〉</p> |

2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

(1) 非常用電源設備等

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|--|--|---|
| <p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p> <p>(解釈) 7 第7項に規定する「十分な容量」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備(耐震重要度分類Sクラス)は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。</p> | <p>非常用電源設備及びその附属設備について、多重性又は多様性及び独立性を確保し、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計としているか。</p> <p>(i) 非常用電源設備及びその附属設備は、高い信頼性が確保されていることを確認する。</p> <p>① 多重性又は多様性及び独立性を確保することを確認。</p> <p>② 当該系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、機能が確保されることを確認、設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有することを確認。</p> <p>③ 定格出力で7日間以上の連続運転ができる容量の燃料貯蔵設備を敷地内に設けることを確認。</p> | <p>ディーゼル発電機及び蓄電池について、多重性及び独立性を考慮し、それぞれ別の場所に設置することにより、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備の機能を確保することを確認した。</p> <p>① ディーゼル発電機及びその附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に2台備え、共通要因により機能喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線に接続することを確認した。負荷については所内単線結線図を確認した。</p> <p>蓄電池は、非常用2系統を各々別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とすることを確認した。負荷については、直流電源単線結線図を確認した。</p> <p>補足説明資料において、ディーゼル発電機、蓄電池等について、具体的な配置の考慮が示されている。<補足説明資料:33:まとめ資料 2-33-131~151></p> <p>② ①により、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合においても、機能が喪失しない設計とすることを確認した。ディーゼル発電機負荷が最も大きくなる1次冷却材喪失事故と外部電源の完全喪失が同時に起こった場合の負荷曲線により、発電機容量が十分であることを確認した。</p> <p>③ ディーゼル発電機の連続運転に必要な燃料を貯蔵する設備は、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の連続運転に必要な容量以上の燃料を燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに貯蔵する設計ととしていることを確認した。</p> <p>ディーゼル発電機については、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の容量以上の燃料を敷地内の燃料油貯蔵タンクと重油タンクに分けて貯蔵する。また、重油タンクから燃料油貯蔵タンクに燃料を輸送する際はタンクローリー</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯34） |
|-------------|---|---|
| | | <p>を使用する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、タンクローリー及び保管場所等に対する信頼性、保管場所及び輸送ルート¹の健全性維持及びタンクローリーの機能維持が示されている。＜補足説明資料：33：まとめ資料 2-33-148～165＞</p> |
| | <p>(ii)燃料貯蔵設備が物理的に離れており燃料の輸送手段としてタンクローリー等の車両を使用する場合においても同様の要求事項を確認する。</p> <p>① 恒設の配管ではなくタンクローリー等の車両を非常用燃料貯蔵設備（安全重要度MS-1、耐震Sクラス）の関連の手段として用いる場合は、当該設備と同等の信頼性を有していることを確認。</p> <p>② 具体的にはメンテナンス等の待機除外、タンクローリー等の単一の故障又は竜巻等の想定される自然現象若しくは人為事象によってもタンクローリーが非常用ディーゼル発電機を7日間連続運転するための燃料を輸送できる台数が確保され燃料の運搬を確実にできることを確認。</p> <p>③ 【運用上の方針】タンクローリー等の保管場所及び輸送ルートの健全性が確認され、また輸送手順・体制等が整備されることを確認。</p> | <p>輸送に当たっては、地震等の自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）に対して、タンクローリーが同時に機能喪失しないよう位置的分散等を図り、輸送手段を必ず1手段確保するとしていることを確認した。</p> <p>① タンクローリーについては、保管場所及び輸送ルートを含み、地震、津波及び想定される自然現象、並びに原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）を考慮しても、ディーゼル発電機の7日間以上の連続運転に支障がない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料「2.2.1.3.7 単一故障等に対する信頼性」において、タンクローリーが単一故障したとしても確実に燃料輸送が可能であることが示されている。</p> <p>② タンクローリーの配備台数についてはタンクローリーの故障、重油タンク等の単一故障のほか、タンクローリーのメンテナンス、輸送に必要な時間、更なる安全性向上を目的とした追加配備を考慮し、常時4台以上（3号及び4号炉共用）を配備する設計とすることを確認した。</p> <p>③ 地震時においても保管場所及び輸送ルートの健全性が確保できる場所を少なくとも4箇所選定し、各々1台を配備するとともに、竜巻時においては、竜巻注意情報等が発表され、公的機関により竜巻発生確度等を確認した場合、発電所内に24時間待機している緊急安全対策要員によりトンネル内にタンクローリーを4台退避させる運用とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料「2.2.1.3.4 保管場所及び輸送ルートの健全性維持」にタンクローリーの保管場所及び移動ルートの健全性について示されている。</p> |

(2) 隣接する原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯34) |
|---|---|--|
| <p>8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。</p> <p>(解釈)</p> <p>8 第8項に規定する「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合」とは、発電用原子炉施設ごとに、必要な電気容量の非常用電源設備を設置した上で、安全性の向上が認められる設計であることを条件として、認められ得る非常用電源設備の共用をいう。</p> | <p>設計基準対象施設について、隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合にあっても、これに過度に依存しない設計としているか。</p> | <p>非常用電源設備及びその附属設備は号炉ごとに単独で設置し、他の原子炉施設と共用しない設計と していることを確認した。</p> |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（地震による損傷の防止（第4条及び第39条））

設置許可基準規則第4条は、以下を要求している。

第4条 地震による損傷の防止

第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

- 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。
- 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。
- 4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

また、設置許可基準規則第39条は、以下を要求している。

第39条 地震による損傷の防止

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

- 一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
 - 二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。
 - 三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
 - 四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。
- 2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

なお、第4条第3項のうち基準地震動の策定に係る事項及び同条第4項（耐震重要施設の周辺斜面）並びに第39条第1項第四号（特定重大事故等対処施設）及び同条第2項（重大事故等対処施設の周辺斜面）については、ここでは記載しない。

地震による損傷の防止

| | |
|-----------------------|---------|
| 0. 基本方針 | 4 地震-2 |
| (1) 確認ポイントの構成 | 4 地震-2 |
| 1. 施設の分類 | 4 地震-4 |
| (1) 耐震重要度分類 | 4 地震-4 |
| (2) 重大事故等対処施設の分類 | 4 地震-7 |
| 2. 弾性設計用地震動 | 4 地震-8 |
| 3. 地震力の算定法 | 4 地震-9 |
| (1) 動的地震力 | 4 地震-9 |
| (2) 静的地震力 | 4 地震-11 |
| (3) 重大事故等対処施設に適用する地震力 | 4 地震-13 |
| 4. 荷重の組合せと許容限界 | 4 地震-14 |
| (1) 建物・構築物 | 4 地震-14 |
| (2) 機器・配管系 | 4 地震-17 |
| (3) 津波防護施設等 | 4 地震-21 |
| (4) 重大事故等対処施設 | 4 地震-23 |
| 5. 設計における留意事項 | 4 地震-24 |
| (1) 波及的影響 | 4 地震-24 |
| (2) 重大事故等対処施設への波及的影響 | 4 地震-26 |

0. 基本方針

(1) 確認ポイントの構成

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 |
|--|---|
| <p>第4条 (地震による損傷の防止) 第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>※第4項については、耐震設計方針の確認対象外。</p> <p>解釈 別記2のとおりとする。</p> <p>※解釈別記2については、右記の個別項目で記載する。</p> | <p>設置許可基準規則第4条（地震による損傷の防止）のうち設計に係る内容を、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」の「Ⅱ. 耐震設計方針」に基づき以下の1.～5.の項目に区分し確認する。</p> <p>1. 耐震重要度分類・・・解釈別記2の第2項 ✓ 重要な安全機能を有する施設はSクラス、これと比べて影響が小さいものはBクラス、これら以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設はCクラスと適切に分類されていること。</p> <p>2. 弾性設計用地震動・・・解釈別記2の第4項 ✓ 弾性設計用地震動が、「地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐える」ように工学的判断に基づいて設定されていること。また、具体的な設定値及び設定根拠。</p> <p>3. 地震力の算定法・・・解釈別記2の第4項及び第7項 ✓ 基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、地震応答解析を行って水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定すること。 ✓ 建物・構築物の水平方向静的地震力は、地震層せん断力係数に施設の重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する方針であること。また、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。機器・配管系の静的地震力はこれらの水平震度及び鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めること。</p> <p>4. 荷重の組合せと許容限界・・・解釈別記2の第1項、第3項及び第6項 ✓ 建物・構築物、機器・配管系の各々について、耐震重要度分類毎に地震と組合せるべき荷重及び対応する許容限界についての考え方が適切であること。</p> <p>5. 設計における留意事項・・・解釈別記2の第6項 ✓ 耐震重要施設が下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計となっていること。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 |
|--|--|
| <p>第39条（地震による損傷の防止） 第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>※第1項第四号については、特定重大事故等対処施設に係る要求のため確認対象外。 ※第2項については、耐震設計方針の確認対象外。</p> <p>解釈</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。 2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> | <p>設置許可基準規則第39条（地震による損傷の防止）のうち設計に係る内容を、設計基準対象施設に準じて以下の項目に区分し確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 重大事故等対処施設の分類 2. 弾性設計用地震動（※）。 3. 地震力の算定法 4. 荷重の組合せと許容限界 5. 設計における留意事項 <p>※2. 弾性設計地震動の設定方針については、第4条（地震による損傷の防止）において確認されたものを用いるため省略する。</p> |

1. 施設の分類

(1) 耐震重要度分類

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| <p>第4条（地震による損傷の防止） 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>解釈別記2 2 第4条第2項に規定する「地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度」とは、地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）をいう。設計基準対象施設は、耐震重要度に応じて、以下のクラス（以下「耐震重要度分類」という。）に分類するものとする。 一 Sクラス 地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものをいい、少なくとも次の施設はSクラスとすること。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する</p> | <p>【地震ガイド：確認内容】 3. 耐震重要度分類 耐震重要度分類の定義が下記を踏まえ妥当であることを確認する。また、施設の具体的な耐震重要度分類の妥当性について確認する。</p> <p>3.1 Sクラスの施設 ・地震により発生する可能性のある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設 ・自ら放射性物質を内蔵している施設 ・当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設 ・これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、環境への放射線による影響を軽減するために必要な機能を持つ施設 ・これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設 ・地震に伴って発生する可能性のある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設</p> <p>3.2 Bクラスの施設 ・安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスと比べ小さい施設</p> <p>3.3 Cクラスの施設 ・Sクラス施設及びBクラス施設以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設</p> | <p>耐震重要度分類の適用について、地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設を含む設計基準対象施設を、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス、Cクラスに分類する方針としていること、さらに、分類した施設を、安全機能の役割に応じた設備に区分する方針とし、安全機能に間接的な役割を担う設備については、それに関連する設備に適用する地震力を踏まえ検討用地震動を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、耐震重要度分類を設定する方針としていることを、耐震重要度分類表（添八 第1.5.1表）で確認した。</p> <p>（1）施設の分類 設計基準対象施設については、耐震重要度に応じて、重要な安全機能を有する施設及び地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設をSクラス、これと比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さいものをBクラス、これら以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設をCクラスに分類する。</p> <p>（2）設備の区分 設計基準対象施設を構成する設備については、その施設に要求される安全機能の役割に応じて、主要設備、補助設備、直接支持構造物、間接支持構造物及び波及的影響を評価すべき施設に区分する。</p> <p>（3）検討用地震動の設定 間接支持構造物及び波及的影響を評価すべき施設については、それぞれに関連する主要設備、補助設備及び直接支持構造物の耐震設計に適用する地震力を踏まえ、検討用地震動（当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び当該施設に波及的影響を及ぼさないことを確認する地震動）を設定する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|-------------|----------------|
| <p>機器・配管系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料を貯蔵するための施設 ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 ・津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）及び浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。） ・敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。） <p>二 Bクラス</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。） ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 | | |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|-------------|----------------|
| <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料を冷却するための施設 ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設 <p>三 Cクラス</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。</p> | | |

(2) 重大事故等対処施設の分類

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|---|
| <p>第39条（地震による損傷の防止） 第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> | <p>重大事故等対処施設を構成する設備を、第39条第1項第一号から第三号のいずれに分類する方針であるか、その妥当性を確認する。</p> <p>確認にあたっては、第44条～62条に基づく重大事故等対処設備の設備分類との整合性に留意する。また、常設耐震重要重大事故等対処設備以外の常設重大事故等防止設備については、当該設備が設計基準事故対処設備のどの機能を代替するものであり、その耐震重要度分類のどのクラスに分類されているかに留意する。</p> | <p>重大事故等対処施設については、常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設及び常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に区分し、以下のとおり耐震設計を行うとしていることを確認した。</p> <p>① 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> <p>② 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震動による地震力及び静的地震力に十分に耐えることができる設計とする。</p> <p>③ 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、基準地震動による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。</p> |
| <p>解釈</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> | | |

2. 弾性設計用地震動

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|---|
| <p>第4条 (地震による損傷の防止) 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>解釈別記2 4 第4条第2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、以下に示す方法によること。 一 弾性設計用地震動による地震力 ・弾性設計用地震動は、基準地震動 (第4条第3項の「その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震」による地震動をいう。以下同じ。) との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定すること。 ・ (省略) ・ (省略) ・ (省略) 二 (省略)</p> <p>※本項は、弾性設計用地震動の策定の項であり、地震力については、3. (1) 動的地震力で確認する。</p> | <p>【地震ガイド：確認内容】 4. 弾性設計用地震動 弾性設計用地震動の策定方針が下記を踏まえ妥当であることを確認する。なお、基準地震動については、本ガイドの「I. 基準地震動」にて妥当性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弾性設計用地震動の具体的な設定値及び設定根拠。 ・弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないような値で工学的判断に基づいて設定すること (「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 平成18年9月19日 原子力安全委員会決定」における弾性設計用地震動 Sd の規定と同様) | <p>弾性限界と安全機能限界に対する入力荷重の比率を考慮すること及び基準地震動 S1 の応答スペクトルをおおむね下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を Ss-1 に対しては0.51、Ss-2~19 に対しては0.5として弾性設計用地震動を適切に設定する方針を確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としていることを、図表等も含めて確認した。</p> <p>(1) 地震動設定の条件 基準地震動との応答スペクトルの比率については、工学的判断として以下を考慮し Ss-2~19 に対して0.5、Ss-1 に対してさらに余裕を見込み0.51と設定する。</p> <p>① 基準地震動との応答スペクトルの比率は、弾性限界と安全機能限界に対する入力荷重の比率に対応し、その値は0.5程度である。</p> <p>② 弾性設計用地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)における基準地震動 S₁ が耐震設計上果たしてきた役割を一部担うものであることを踏まえ、その応答スペクトルは、基準地震動 S₁ の応答スペクトルをおおむね下回らないようにする。</p> <p>(2) 弾性設計用地震動 弾性設計用地震動 Sd-1 は、基準地震動 Ss-1 に基づき前項の条件で設定し、その最大加速度については水平方向 360cm/s²、鉛直方向 240cm/s²である。また、Sd-2 から Sd-19 についても同様に、基準地震動に基づき前項の条件で設定する。</p> <p>上記の最大加速度は、本文第5.3図及び添付書類八第1.5.3図で確認した。 また、Sd-2 から Sd-19 の最大加速度についても、Sd-1 と同様に、Ss-2 から Ss-19 に基づき (1) 地震動設定の条件で設定されていることを、本文第5.4図~第5.21図及び添付書類八第1.5.4図~第1.5.21図で確認した。</p> |

3. 地震力の算定法

(1) 動的地震力

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|--|
| <p>第4条 (地震による損傷の防止)</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力 (以下「基準地震動による地震力」という。) に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>解釈別記2</p> <p>4 第4条第2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、以下に示す方法によること。</p> <p>一 弾性設計用地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (省略) ・ 弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について、必要に応じて考慮すること。 ・ 地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。 ・ 地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動 | <p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>5. 地震力の算定法</p> <p>動的地震力及び静的地震力の各々の算定方針が、下記を踏まえ妥当であることを確認する。</p> <p>5.1 地震応答解析による地震力</p> <p>5.1.1 基準地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について必要に応じて考慮すること。 <p>5.1.2 弾性設計用地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 弾性設計用地震動による地震力は、弾性設計用地震動を用いて水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について必要に応じて考慮すること。 ・ Bクラス施設について、「共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと」の検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。 <p>5.1.3 地震応答解析</p> <p>基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力の算定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 対象とする施設の形状、構造特性等 (建屋の床柔性、クレーン類の上下特性等) を考慮したモデル化すること。 ・ 地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十 | <p>施設、地盤等の構造特性、振動等の施設の応答特性、施設と地盤との相互作用及び地盤の非線形性を適切に考慮し、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせたものとして地震応答解析による地震力を算定する方針」としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、地震応答解析による地震力を算定する方針を確認した。</p> <p>① Sクラスの施設の地震力の算定方針</p> <p>基準地震動及び弾性設計用地震動から定まる入力地震動を用いて、建物・構築物の三次元応答性状及び機器・配管系への影響を考慮し、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震応答解析による地震力を算定する。なお、地震応答解析には、建物・構築物と地盤との相互作用、地盤等の非線形性を考慮する。</p> <p>② Bクラスの施設の地震力の算定方針</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのある施設の影響検討に当たっては、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものから定まる入力地震動 (以下「共振影響検討用の地震動」という。) を用いることとし、加えてSクラスと同様に、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震力を算定する。</p> <p>③ 入力地震動の設定方針</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動については、対象建物・構築物の地盤条件を考慮し、必要に応じて二次元有限要素法又は一次元波動理論を用いて設定する。この際、地盤条件については、敷地全体の地下構造との関係に留意し、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じて敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえる。</p> <p>④ 地震応答解析方法</p> <p>対象施設の形状、構造特性、振動特性等を踏まえ、解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、地震応答解析方法を選定するとともに、十分な調査に基づく解析条件を設定する。また、対象とする施設の形状、構造特性等を踏まえたモデル化を行う。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|----------------|
| <p>的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。</p> <p>二 (省略)</p> | <p>分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。 | |
| <p>解釈別記2</p> <p>7 第4条第3項に規定する「基準地震動による地震力」の算定に当たっては、以下に示す方法によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について、必要に応じて考慮すること。 ・基準地震動による地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮の上、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。 ・地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。 | | |

(2) 静的地震力

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|---|
| <p>第4条（地震による損傷の防止） 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>解釈別記2 4 第4条第2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、以下に示す方法によること。 一（省略） 二 静的地震力 ①建物・構築物 ・水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定すること。 Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0 ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とすること。 ・また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認が必要であり、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数C_iに乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐重要度分類の各クラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数C_0は1.0以上とすること。この際、施設の重要度に応じた妥当な安全余裕を有していること。 ・Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定すること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一</p> | <p>【地震ガイド：確認内容】 5.2 静的地震力 5.2.1 建物・構築物 ・水平地震力は、地震層せん断力係数に、次に示す施設の重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定すること。 Sクラス：3.0 Bクラス：1.5 Cクラス：1.0 ・建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認すること。 ・Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。 5.2.2 機器・配管系 ・各耐震クラスの地震力は、上記5.2.1に示す地震層せん断力係数に施設の重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記5.2.1の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めること。 ・水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用すること。</p> | <p>施設の振動特性等を考慮し、算定に用いる係数等の割増しをして求めた水平震度及び鉛直震度より静的地震力を算定する方針としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としていることを確認した。</p> <p>① 建物・構築物の水平地震力 水平地震力については、地震層せん断力係数に、施設の重要度分類に応じた係数（Sクラスは3.0、Bクラスは1.5及びCクラスは1.0）を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。 ここで、地震層せん断力係数は、標準せん断力係数を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p> <p>② 建物・構築物の保有水平耐力 保有水平耐力については、必要保有水平耐力を上回るものとし、必要保有水平耐力については、地震層せん断力係数に乘じる係数を1.0、標準せん断力係数を1.0以上として算定する。</p> <p>③ 建物・構築物の鉛直地震力 鉛直地震力については、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮し、高さ方向に一定として求めた鉛直震度より算定する。</p> <p>④ 機器・配管系の地震力 機器・配管系の地震力については、建物・構築物で算定した地震層せん断力係数に施設の耐震クラスに応じた係数を乗じたものを水平震度と見なし、その水平震度と建物・構築物の鉛直震度をそれぞれ20%増しとして算定する。</p> <p>⑤ 水平地震力と鉛直地震力の組合せ Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。</p> <p>⑥ 標準せん断力係数等の割増し係数 標準せん断力係数等の割増し係数については、耐震性向上の観点から、一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|-------------|----------------|
| <p>定とすること。</p> <p>②機器・配管系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記①に示す地震層せん断力係数C_iに施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記①の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めること。 ・なお、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用させること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とすること。 <p>なお、上記①及び②において標準せん断力係数C_0等を0.2以上としたことについては、発電用原子炉設置者に対し、個別の建物・構築物、機器・配管系の設計において、それぞれの重要度を適切に評価し、それぞれに対し適切な値を用いることにより、耐震性の高い施設の建設等を促すことを目的としている。耐震性向上の観点からどの施設に対してどの程度の割増し係数を用いれば良いかについては、設計又は建設に関わる者が一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定すること。</p> | | |

(3) 重大事故等対処施設に適用する地震力

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|--|
| <p>第39条 (地震による損傷の防止) 第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。 一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。 二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。) 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。 三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> | <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に適用する地震力の算定にあたっては、耐震重要施設の動的地震力の算定のうち基準地震動による地震力の算定に準じていることを確認する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に適用する地震力の算定にあたっては、当該施設が代替する設計基準対象施設の耐震重要度分類のクラス (Bクラス又はCクラス) に適用する地震力の算定に準じていることを確認する。</p> | <p>地震力の算定は、設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定等を適用する方針であることを確認した。</p> <p>具体的には、静的地震力、動的地震力及び設計用減衰定数について以下のとおり算定等する方針であることを確認した。</p> <p>(1) 静的地震力 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設について、「1.5.1.3 地震力の算定方法」の「(1) 静的地震力」に示すBクラス又はCクラスの施設に適用する静的地震力を適用する。</p> <p>(2) 動的地震力 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設について、「1.5.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す入力地震動を用いた地震応答解析による地震力を適用する。 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設については、「1.5.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については、「1.5.1.3 地震力の算定方法」の「(2) 動的地震力」に示す屋外重要土木構造物に適用する地震力を適用する。 なお、重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の基本構造等と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析若しくは加振試験、又はその両方を実施する。</p> <p>(3) 設計用減衰定数 「1.5.1.3 地震力の算定方法」の「(3) 設計用減衰定数」を適用する。</p> |

4. 荷重の組合せと許容限界

(1) 建物・構築物

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|--|
| <p>第4条 (地震による損傷の防止) 第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> | <p>【地震ガイド：確認内容】 6. 荷重の組合せと許容限界 荷重の組合せと許容限界の考え方が、下記を踏まえ妥当であることを確認する。 なお、本項記載の荷重の組合せと許容限界の規定以外の場合であっても、その妥当性が試験等により確認されていれば、これらの適用を妨げない。 6.1 建物・構築物 6.1.1 Sクラスの建物・構築物 (1) 基準地震動との組合せと許容限界 ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し十分な安全余裕を有していること (2) 弾性設計用地震動との組合せと許容限界 ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。 6.1.2 Bクラスの建物・構築物 ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組合せに、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること 6.1.3 Cクラスの建物・構築物 ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること</p> | <p>荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体としての変形能力に十分な余裕を有し、終局耐力に対して十分な安全余裕を有するようにする、また、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度とする方針としていたことを確認した。 これらに加え、事故時に生じる荷重及び自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていたことを確認した。 具体的には、以下のとおり、建物・構築物の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としていたことを確認した。 ① 荷重の組合せ Sクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重)、運転時に作用する荷重(通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重)、事故時に生じる荷重(事故が発生し長時間継続する事象による荷重)及び設計用自然条件(積雪荷重、風荷重等)とする。 Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、常時作用している荷重、運転時に作用する荷重及び設計用自然条件(積雪荷重、風荷重等)とする。 なお、運転時及び事故時の荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。 ② 許容限界 Sクラスの建物・構築物については、基準地震動による地震力との組合せにおいて、構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)が十分な余裕を有し、終局耐力に対し十分な安全余裕を有することとする。 なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力が漸次増大し、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき定めるものとする。 Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、基準地震動以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せにおいて、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。 * * * * * 基準地震動との荷重の組合せを考慮する自然現象については、「第6条 自然現象に対する設計上の考慮」で、地震、津波以外の自然現象とともに組合せの考え方を確認している。</p> |
| <p>解釈別記2 1 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいう。この場合、上記の「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいう。また、この場合、上記の「許容限界」とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ることをいう。</p> | | |
| <p>解釈別記2 3 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針によること。 一 Sクラス(津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。) ・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐</p> | | |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|-------------|----------------|
| <p>えること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。 ・(省略) <p>二 Bクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。 ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。 ・(省略) <p>三 Cクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。 ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。 ・(省略) | | |
| <p>解釈別記2</p> <p>6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 耐震重要施設のうち、二以外のもの</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。 ・建物・構築物については、常時作用して | | |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|-------------|----------------|
| <p>いる荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。</p> <p>・(省略)</p> <p>二 (省略)</p> <p>なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。(以下省略)</p> | | |

(2) 機器・配管系

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>第4条（地震による損傷の防止） 第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> | <p>【地震ガイド：確認内容】 6.2 機器・配管系 6.2.1 Sクラスの機器・配管系 (1) 基準地震動との組合せと許容限界 ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組合せた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。 ・上記により求まる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微少なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないこと ・動的機能等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること (2) 弾性設計用地震動との組合せと許容限界 ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組合せた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。 6.2.2 Bクラスの機器・配管系 ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること 6.2.3 Cクラスの機器・配管系 ・通常運転時、運転時の異常な過渡変</p> | <p>荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがないように、また、その他の地震力との組合せの場合は、応答全体がおおむね弾性状態に留まるように、適切に設定する方針としていることを確認した。 これらに加え、自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、機器・配管系の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>① 荷重の組合せ Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重、事故時に生じる荷重及び設計用自然条件（積雪荷重、風荷重等）とする。 Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重及び設計用自然条件（積雪荷重、風荷重等）とする。 なお、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じる荷重は、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重及び地震によって引き起こされるおそれはないが、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ長時間継続する事象による荷重とする。</p> <p>② 許容限界 Sクラスの機器・配管系については、基準地震動による地震力との組合せにおいて、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。なお、地震時又は地震後の機器等の動的機能要求については、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。 Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、基準地震動以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せにおいて、応答が全体的におおむね弾性状態に留まることを許容限界とする。</p> <p>***** 基準地震動との荷重の組合せを考慮する自然現象については、「第6条 自然現象に対する設計上の考慮」で、地震、津波以外の自然現象とともに組合せの考え方を確認している。</p> |
| <p>解釈別記2 1 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいう。この場合、上記の「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいう。また、この場合、上記の「許容限界」とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ることをいう。</p> | | |
| <p>解釈別記2 3 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針</p> | | |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|----------------|
| <p>によること。</p> <p>一 Sクラス (津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。 ・(省略) ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。なお、「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。 <p>二 Bクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。 ・(省略) | <p>化時の荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること</p> <p>他プラントで適用例のない新たな耐震評価手法 (以下「新手法」という。) を採用する場合には、耐震設計方針に基づき新手法の妥当性及び当該プラントへの適用性について確認する。</p> <p>新手法を採用した設備のうち、フリースタンディング方式の使用済燃料ピットラック (以下「フリースタンディングラック」という。) においては、主に以下の視点から新手法の妥当性及び適用性並びに構造の成立性を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計体系が、試験、解析等により、妥当性が確認され、同設計体系がプラント実機設計に対して適用性を有すること ・滑り挙動の特性を踏まえた設計用地震動を設定する方針としていること ・燃料貯蔵設備に要求される機能かつ耐震設計上の機能を有する構造であること ・地震時における挙動に対して、適切な離隔距離を確保する設計方針であること、また地震時に滑りを生じた場合は、離隔距離を確保するための保守管理の方針が立てられていること ・使用済燃料の入替工事を含めた工事全体の成立性を有すること | |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|-------------|----------------|
| <ul style="list-style-type: none"> ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。 三 Cクラス ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。 ・(省略) ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。 | | |
| <p>解釈別記2</p> <p>6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 耐震重要施設のうち、二以外のもの</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。 ・(省略) ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、そ | | |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|-------------|----------------|
| <p>の量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。</p> <p>なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。</p> <p>二 (省略)</p> | | |

(3) 津波防護施設等

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|--|
| <p>第4条 (地震による損傷の防止)</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力 (以下「基準地震動による地震力」という。) に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>解釈別記2</p> <p>6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 (省略)</p> <p>二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能 (津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。) が保持できること。 ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力 (終局耐力時の変形) について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能 (津波防護機能及び浸水防止機能) を保持すること。 ・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能 (浸水防止機能及び津波監視機能) を保持すること。 ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。 | <p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>6.3 津波防護施設、浸水防止設備等</p> <p>6.3.1 Sクラスの建物・構築物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波防護機能を有する施設、浸水防止機能を有する設備及び敷地における津波監視機能を有する設備のうち建物及び構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力 (終局耐力時の変形) について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能 (津波防護機能、浸水防止機能) を保持すること <p>6.3.2 Sクラスの設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波防護機能を有する施設、浸水防止機能を有する設備及び敷地における津波監視機能を有する設備のうち設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能 (浸水防止機能、津波監視機能) を保持すること <p>6.3.3 地震と津波の組合せ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・上記6.3.1及び6.3.2の荷重の組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること | <p>津波防護施設、浸水防止設備等の荷重の組合せと許容限界について、Sクラスの建物・構築物又は機器・配管系に準じて設定する方針とすること、また、基準地震動による地震力には必要に応じて津波による荷重を組み合わせる方針としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、津波防護施設、浸水防止設備等の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>① 荷重の組合せ</p> <p>基準地震動による地震力と組み合わせる荷重は、津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物については、常時作用している荷重 (固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重)、運転時に作用する荷重 (通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重) 及び設計用自然条件 (積雪荷重、風荷重等) とする。浸水防止設備及び津波監視設備については、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重、設計用自然条件 (積雪荷重、風荷重等) 及び事故時に生じる荷重とする。また、必要に応じて津波による荷重の組合せを考慮する。なお、津波以外の地震力に組み合わせる荷重は、(1) 又は(2)の荷重の組合せの荷重に準じるものとする。</p> <p>② 許容限界</p> <p>津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物の許容限界は、構造全体としての変形能力 (終局耐力時の変形) が十分な余裕を有し、その施設に要求される津波防護機能及び浸水防止機能を保持できることとする。また、浸水防止設備及び津波監視設備について、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、要求される浸水防止機能及び津波監視機能が保持できることを許容限界とする。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|-------------|----------------|
| <p>なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。(以下省略)</p> | | |

(4) 重大事故等対処施設

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|---|
| <p>第39条 (地震による損傷の防止)</p> <p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。) 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設 (特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> | <p>設計基準対象施設との相違 (重大事故等の状態で作用する荷重など) に留意し、荷重の組合せと許容限界を設定する方針であることを確認する。</p> | <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重、設計基準事故の状態で施設に作用する荷重及び重大事故等の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、構造物全体としての変形能力 (終局耐力時の変形) について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする方針であることを確認した。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする方針であることを確認した。</p> <p>また、「運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重」のうち、</p> <p>① 地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重は、地震力と組み合わせる</p> <p>② 地震によって引き起こされるおそれはないが、いったん発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせる方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、PCCV の耐震性評価における荷重の組合せと許容値が示されている。〈添付 6-88〉</p> |
| <p>解釈</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> | | |

5. 設計における留意事項

(1) 波及的影響

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|--|
| <p>第4条 (地震による損傷の防止)</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力 (以下「基準地震動による地震力」という。) に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>解釈別記2</p> <p>6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 (省略)</p> <p>二 (一部省略)</p> <p>また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。</p> <p>なお、上記の「耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわない」とは、少なくとも次に示す事項について、耐震重要施設の安全機能への影響が無いことを確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響 ・ 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響 ・ 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 ・ 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設 | <p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>7. 設計における留意事項</p> <p>波及的影響に係る設計方針が下記を踏まえ妥当であることを確認する。</p> <p>7.1 波及的影響</p> <p>耐震重要施設が、下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。</p> <p>少なくとも、次に示す事項について、耐震重要施設の安全機能への影響が無いことを確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設置地盤、地震応答性状の相違等に起因する相対変位、不等沈下による影響 ・ 耐震重要施設と下位クラスの施設との接続部における相互影響 ・ 建屋内における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響 ・ 建屋外における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響 | <p>波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価について、以下のとおりの方針としていることを確認した。</p> <p>(1) 波及的影響の評価に係る事象選定については、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていることに加え、原子力発電所の地震被害情報についても併せて検討する方針としていること。</p> <p>(2) 影響評価については、選定された事象による波及的影響を評価して考慮すべき施設を抽出する方針としていることに加え、溢水防護及び火災防護の観点も踏まえて考慮すべき施設を抽出する方針としていること。</p> <p>具体的には、以下のとおり、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価を行う方針としていることを確認した。</p> <p>(1) 敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、以下に示す4つの影響 (視点) について、波及的影響の評価に係る事象選定を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響 ② 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響 ③ 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響 ④ 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響 <p>(2) これら4つの影響 (視点) 以外に追加すべきものがないかを、原子力発電所の地震被害情報をもとに確認し、新たな検討事象が抽出された場合には、その影響 (視点) を追加する。</p> <p>(3) 各影響 (視点) より選定した事象に対して波及的影響の評価を行い、波及的影響を考慮すべき施設を抽出する。</p> <p>(4) 波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。また、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合の影響も考慮して評価する。</p> <p>(5) 波及的影響の評価においては、溢水防護及び火災防護の観点からの波及的影響についても確認する。</p> <p>*****</p> <p>補足説明資料において、波及的影響評価の手順、耐震評価が必要と想定される下位クラスの施設等が示されている。 <補足説明資料：04：まとめ資料 2-4-補足-10></p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|-------------|---------------|
| への影響 | | |
| | | |

(2) 重大事故等対処施設への波及的影響

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|---|
| <p>第39条（地震による損傷の防止） 第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二（省略）</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>解釈 1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> | <p>常設耐震重要重大事故等対処設備又は常設重大事故等緩和設備が設置される重大事故等対処施設について、当該施設に対して耐震設計上で下位とみなせる施設の波及的影響によって重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とすることを確認する。</p> | <p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設は、Bクラス及びCクラスの施設等の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする方針であることを確認した。</p> |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（津波による損傷の防止（第5条及び第40条））

設置許可基準規則第5条は、以下を要求している。

第5条 津波による損傷の防止

第五条 設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

また、設置許可基準規則第40条は、以下を要求している。

第40条 津波による損傷の防止

第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

なお、耐津波設計方針以外（基準津波の策定）に係る事項については、ここでは記載しない。

津波による損傷の防止

| | |
|--|---------|
| 0. 基本方針 | 5 津波-2 |
| (1) 確認ポイントの構成 | 5 津波-2 |
| 1. 防護対象とする施設の選定方針 | 5 津波-3 |
| 2. 基本事項 | 5 津波-4 |
| (1) 敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置 | 5 津波-4 |
| (2) 基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域 | 5 津波-6 |
| (3) 入力津波の設定 | 5 津波-8 |
| (4) 津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動） | 5 津波-10 |
| 3. 津波防護方針 | 5 津波-12 |
| (1) 津波防護の基本方針 | 5 津波-12 |
| (2) 敷地への浸水防止（外郭防護1） | 5 津波-14 |
| (3) 漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護2） | 5 津波-17 |
| (4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護） | 5 津波-19 |
| (5) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止（海水ポンプ取水性） | 5 津波-21 |
| (6) 津波監視 | 5 津波-23 |
| 4. 施設・設備の設計方針 | 5 津波-25 |
| (1) 津波防護施設 | 5 津波-25 |
| (2) 浸水防止設備 | 5 津波-27 |
| (3) 津波監視設備 | 5 津波-28 |
| (4) 施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項 | 5 津波-29 |

0. 基本方針

(1) 確認ポイントの構成

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 |
|--|--|
| <p>第5条（津波による損傷の防止） 第五条 設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>解釈 別記3のとおりとする。</p> <p>※解釈別記3については、右記の個別項目で記載する。</p> | <p>設置許可基準規則第5条（津波による損傷の防止）のうち設計に係る内容を、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」の「Ⅱ. 耐津波設計方針」に基づき以下の1.～4.の項目に区分し確認する。</p> <p>1. 防護対象とする施設の選定方針 ✓ 3. の津波防護方針を策定するに当たり、設計により防護する対象となる施設の選定方針</p> <p>2. 基本事項 ✓ 3. の津波防護方針を策定するために必要となる基本事項 (1) 敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置 (2) 基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域 (3) 入力津波の設定 (4) 津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）</p> <p>3. 津波防護方針 ✓ 敷地の特性に応じた津波防護の方針 (1) 津波防護の基本方針 (2) 敷地への浸水防止（外郭防護1） (3) 漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護2） (4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護） (5) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止（海水ポンプ取水性） (6) 津波監視</p> <p>4. 施設・設備の設計方針 ✓ 2. の津波防護方針に基づき設置する津波防護施設等の設計方針 (1) 津波防護施設 (2) 浸水防止設備 (3) 津波監視設備 (4) 施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項</p> |
| <p>第40条（津波による損傷の防止） 第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>解釈 1 第40条の適用に当たっては、本規程別記3に準ずるものとする。</p> | <p>第40条については、同条解釈において第5条解釈の別記3に準ずるものとしている。 このため、上記「1. 防護対象とする施設の選定方針」において、重大事故等対処施設の防護対象とする施設の選定方針を確認し、「2. 基本事項（1）」において、当該施設の配置を確認した上で、2.（2）以降の項目について必要に応じて確認する。</p> |

1. 防護対象とする施設の選定方針

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>第5条（津波による損傷の防止） 第五条 設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>解釈別記3 3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。 一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。下記第三号において同じ。）の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また、取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。 ①～③（省略） 二 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止すること。そのため、以下の方針によること。 ①～③（省略） 三 上記の前二号に規定するものの他、Sクラスに属する施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。（以下省略） 四 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止すること。（以下省略） 五～七（省略）</p> | <p>耐震重要度分類におけるSクラスに属する施設を防護対象としていることを確認する。 また、上記を基本とし、これに加えて以下を踏まえて設計により防護する施設を選定していることを確認する。</p> <p>第6条（外部からの損傷の防止） 第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>解釈 4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。</p> | <p>防護対象とする施設については、設計基準対象施設のうち耐震重要度分類におけるSクラスの施設を選定すること、重要な安全機能を有する施設に着目して選定することを確認した。</p> <p>具体的には、以下の方針を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設のうち、耐震重要度分類におけるSクラスの施設を防護対象とする施設として選定する方針としている。 ・これに加えて、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）（以下「安全重要度分類指針」という。）に基づく安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する設計上の考慮（自然現象に対する設計上の考慮）を参考にして、安全重要度分類におけるクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器についても防護対象とする施設として選定する方針としている。 ・クラス3に属する構築物、系統及び機器については、代替設備によって必要な機能を確保する等の対応を行うよう設計するとしている。 |

2. 基本事項

(1) 敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。下記第三号において同じ。）の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また、取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。</p> <p>① Sクラスに属する設備（浸水防止設備及び津波監視設備を除く。以下下記第三号までにおいて同じ。）を内包する建屋及びSクラスに属する設備（屋外に設置するものに限る。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。なお、基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置すること。</p> <p>②～③（省略）</p> <p>二～七（省略）</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>3. 基本事項</p> <p>3.1 敷地及び敷地周辺における地形及び施設の配置等</p> <p>敷地及び敷地周辺の図面等に基づき、以下を把握する。</p> <p>(1) 敷地及び敷地周辺の地形、標高、河川の存在</p> <p>(2) 敷地における施設（以下、例示）の位置、形状等</p> <p>①耐震Sクラスの設備を内包する建屋</p> <p>②耐震Sクラスの屋外設備</p> <p>③津波防護施設（防潮堤、防潮壁等）</p> <p>④浸水防止設備（水密扉等）*</p> <p>⑤津波監視設備（潮位計、取水ピット水位計等）*</p> <p>* 基本設計段階で位置が特定されているもの</p> <p>⑥敷地内（防潮堤の外側）の遡上域の建物・構築物等（一般建物、鉄塔、タンク等）</p> <p>(3) 敷地周辺の人口構造物（以下は例示である。）の位置、形状等</p> <p>①港湾施設（サイト内及びサイト外）</p> <p>②河川堤防、海岸線の防波堤、防潮堤等</p> <p>③海上設置物（係留された船舶等）</p> <p>④遡上域の建物・構築物等（一般建物、鉄塔、タンク等）</p> <p>⑤敷地前面海域における通過船舶</p> <p>【重大事故等対処施設に係る確認の留意点】</p> <p>上記（2）①及び②に相当するものとして、重大事故等対処施設の配置等を確認する。図面等において設計基準対象施設の防護対象設備を内包する建屋及び区画以外に重大事故等対処施設の設置場所を確認した結果、基準津波による津波が遡上する可能性等に留意し、必要に応じて</p> | <p>耐津波設計の前提条件として必要な事項である、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について図面等を用いて網羅的に示していることを確認した。</p> <p>具体的には、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>① 敷地は、福井県の若狭湾に突出し小浜湾の西側を形成している大島半島の先端部に位置しており、発電所海域に流入する河川はない。</p> <p>② 敷地は、主に東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）+8.0m、T.P.+9.3m、T.P.+9.7mの高さに分かれている。</p> <p>③ 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画として、原子炉格納施設、原子炉補助建屋（原子炉周辺建屋、制御建屋、廃棄物処理建屋）をT.P.+9.7mの敷地に設置する。屋外の防護対象とする設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ（以下「海水ポンプ」という。）を海水ポンプ室のT.P.+2.5mの床面上に、海水管を最高底版高さT.P.+5.0mの敷地北側山内の海水管トンネル及びT.P.+9.7mの敷地地下部の海水管トレンチに、燃料油貯蔵タンクをT.P.+9.7mの敷地地下部に、重油タンクをT.P.+13.1mの敷地地下部に設置する。</p> <p>④ 津波防護施設として、海水ポンプ室の前面及び周囲にT.P.+8.0mの防護壁、海水ポンプ室前面の海中に貯水堰を設置する。</p> <p>⑤ 津波監視設備として、海水ポンプ室上の防護壁上部のT.P.+9.0m及び海水ポンプ室のうち防護対象とする設備である海水ポンプ等が設置される区画（以下「海水ポンプエリア」という。）のT.P.+2.1mの位置にそれぞれ潮位計を、1号炉原子炉補助建屋壁面のT.P.+38.3m及び海水ポンプ室床面上のT.P.+10.0mの位置にそれぞれ津波監視カメラを設置する。</p> <p>⑥ 敷地内の遡上域の建物・構築物等として、T.P.+4.0mの物揚岸壁付近に純水タンク、岸壁クレーン、協力会社事務所等、T.P.+5.0mの敷地に3、4号炉放水口モニタ室、T.P.+2.5mの敷地にクラゲ防止網保管庫等、取水路入口にクラゲ防止網、放水口付近には有孔堤、取水路には防波堤、吉見橋がある。</p> <p>⑦ 港湾施設として、敷地内には物揚岸壁、敷地外には和田港、大島漁港、小浜市泊漁港、犬見漁港、本郷漁港があり、各漁港には防波堤がある。</p> <p>⑧ 海上設置物として、周辺の漁港に船舶、漁船及び浮き筏がある。</p> <p>⑨ 敷地周辺には、民家、倉庫等がある。</p> <p>⑩ 海上交通については、本発電所沖合約18kmに航路がある。</p> <p>*****</p> <p>また、添付書類八 第1.6.1.2表、第1.6.1.6図等により津波防護施設等の配置を確認した。</p> <p>【重大事故等対処施設】</p> <p>設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画以外の建屋及び区画に設置する重大事故等対処施設が、緊急時対策所、空冷式非常用発電装置であることを確認した。また、これらの設置場所を図面等で確認した。緊急時対策所は敷地高さT.P.17.3m以上、空冷式非常用発電装置は敷地高さT.P.33m以上に設置され、基準津波による津波の地上部からの遡上、取水路・放水路等の経路からの流入等の影響を受けない十分高い位置であることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|-----------------------------|---------------|
| | 設計基準対象施設における以降に相当する内容を確認する。 | |

（2）基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。下記第三号において同じ。）の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また、取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①（省略）</p> <p>②上記①の遡上波の到達防止に当たっては、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討すること。また、地震による変状又は繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討すること。</p> <p>③（省略）</p> <p>二～七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>3.2 基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域</p> <p>3.2.1 敷地周辺の遡上・浸水域の評価</p> <p>遡上・浸水域の評価に当たっては、次に示す事項を考慮した遡上解析を実施して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・敷地及び敷地周辺の地形とその標高 ・敷地沿岸域の海底地形 ・津波の敷地への侵入角度 ・敷地及び敷地周辺の河川、水路の存在 ・陸上の遡上・伝播の効果 ・伝播経路上の人工構造物 | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>3.2 基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域</p> <p>3.2.1 敷地周辺の遡上・浸水域の評価</p> <p>(1)上記の考慮事項に関して、遡上解析（砂移動の評価を含む）の手法、データ及び条件を確認する。確認のポイントは以下のとおり。</p> <p>①敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、遡上解析上、影響を及ぼすものが考慮されているか。遡上域のメッシュサイズを踏まえ適切な形状にモデル化されているか。</p> <p>②敷地沿岸域の海底地形の根拠が明示され、その根拠が信頼性を有するものか。</p> <p>③敷地及び敷地周辺に河川、水路が存在する場合には、当該河川、水路による遡上を考慮する上で、遡上域のメッシュサイズが十分か、また、適切な形状にモデル化されているか。</p> <p>④陸上の遡上・伝播の効果について、遡上、伝播経路の状態に応じた解析モデル、解析条件が適切に設定されているか。</p> <p>⑤伝播経路上の人工構造物について、遡上解析上、影響を及ぼすものが考慮されているか。遡上域のメッシュサイズを踏まえ適切な形状にモデル化されているか。</p> <p>(2)敷地周辺の遡上・浸水域の把握に当たっての考慮事項に対する確認のポイントは以下のとおり。</p> <p>①敷地前面・側面及び敷地周辺の津波の侵入角度及び速度、並びにそれらの経時変化が把握されているか。また、敷地周辺の浸水域の寄せ波・引き波の津波の遡上・流下方向及びそれらの速度について留意されているか。</p> <p>②敷地前面又は津波侵入方向に正対した面における敷地及び津波防護施設について、その標高の分布と施設前面の津波の遡上高さの分布を比較し、遡上波が敷地に地上部から到達・流入する可能性が考えられるか。</p> <p>③敷地及び敷地周辺の地形、標高の局所的な変化、並びに河川、水路等が津波の遡上・流下方向に影響を与え、遡上波の敷地への回り</p> | <p>遡上解析については、公的機関による信頼性の高いデータや最新技術に基づいたデータを用いてモデルを作成すること、地震による影響を適切に考慮した上で実施し、敷地への遡上可能性を検討することを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり遡上解析を実施するとしていることを確認した。</p> <p>① モデル</p> <p>a. 敷地及び敷地周辺の地形のモデル化については、解析に影響を及ぼす斜面、道路、取水路、放水路等を考慮する。</p> <p>b. 津波の伝播経路上の人工構造物のモデル化については、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物の設置状況を考慮する。</p> <p>c. 敷地沿岸域及び海底地形は、海上保安庁の海図等に加え、平成17年度及び平成24年度の海底地形調査結果のデータを使用する。</p> <p>② 考慮事項</p> <p>a. 敷地前面、側面及びその周辺における津波の侵入角度及び速度並びにそれらの経時変化を考慮する。また、発電所敷地の地形と標高を踏まえて、物揚岸壁から埋立地への遡上状況を把握する。</p> <p>b. 敷地の地形、標高の局所的な変化等による遡上波の敷地への回り込みについては、敷地周辺の浸水域の寄せ波及び引き波の津波の遡上及び流下方向並びにそれらの速度に留意した上で考慮する。</p> <p>c. 地震による液状化、流動化、すべり、標高変化を考慮する。</p> <p>d. 敷地の周辺斜面の影響については、周辺斜面が遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている箇所はないため、考慮しない。</p> <p>e. 敷地周辺の遡上経路上に河川は存在しないため、河川が敷地への遡上に及ぼす影響を考慮しない。</p> <p>f. 放水口周辺斜面については、地震による崩落の有無を考慮する。</p> <p>g. 遡上可能性を検討するに当たって、初期潮位は、朔望平均満潮位とし、潮位のばらつきについては遡上解析から算定した津波水位に加えることで考慮する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| | <p>込みの可能性が考えられるか。</p> | |
| <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】 3.2.2 地震・津波による地形等の変化に係る評価次に示す可能性が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討すること。 ・地震に起因する変状による地形、河川流路の変化 ・繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形、河川流路の変化</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】 3.2.2 地震・津波による地形等の変化に係る評価</p> <p>(1) (3.2.1)の遡上解析結果を踏まえ、遡上及び流下経路上の地盤並びにその周辺の地盤について、地震による液状化、流動化又はすべり、もしくは津波による地形変化、標高変化が考えられる場合は、遡上波の敷地への到達（回り込みによるものを含む）の可能性について確認する。なお、敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている場合は、当該斜面の地震時及び津波時の健全性について、重要施設の周辺斜面と同等の信頼性を有する評価を実施する等、特段の留意が必要である。</p> <p>(2) 敷地周辺の遡上経路上に河川、水路が存在し、地震による河川、水路の堤防等の崩壊、周辺斜面の崩落に起因して流路の変化が考えられる場合は、遡上波の敷地への到達の可能性について確認する。</p> <p>(3) 遡上波の敷地への到達の可能性に係る検討に当たっては、地形変化、標高変化、河川流路の変化について、基準地震動 Ss による被害想定を基に遡上解析の初期条件として設定していることを確認する。</p> <p>(4) 地震による地盤変状、斜面崩落等の評価については、適用する手法、データ及び条件並びに評価結果を確認する。</p> | <p>以下の事項を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・取水路周辺の埋立層又は堆積層が分布する敷地については、地震による液状化による標高変化を、津波シミュレーションにおける条件として設定している。 ・敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁になっている箇所はない。 ・敷地周辺の遡上経路上に河川は存在しないため、敷地への遡上波に影響することはない。 ・取水路上に位置する吉見橋は、地震により落橋して水路を閉塞する可能性があることから、吉見橋の落橋の有無を津波シミュレーションの条件として考慮する。 ・放水口周辺斜面は、地震により崩落する可能性があることから、放水口周辺斜面の崩落の有無を津波シミュレーションの条件として考慮する。 ・放水口前面に設置している有孔堤は、地震により損傷するおそれがあることから、有孔堤の損傷の有無を津波シミュレーションの条件として考慮する。 |

(3) 入力津波の設定

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一から四（省略）</p> <p>五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①（省略）</p> <p>②入力津波については、基準津波の波源からの数値計算により、各施設・設備等の設置位置において算定される時刻歴波形とすること。数値計算に当たっては、敷地形状、敷地沿岸域の海底地形、津波の敷地への侵入角度、河川の有無、陸上の遡上・伝播の効果及び伝播経路上の人工構造物等を考慮すること。また、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起を適切に評価し考慮すること。</p> <p>③～⑧（省略）</p> <p>六～七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>3.3 入力津波の設定</p> <p>基準津波は、波源域から沿岸域までの海底地形等を考慮した、津波伝播及び遡上解析により時刻歴波形として設定していること。</p> <p>入力津波は、基準津波の波源から各施設・設備等の設置位置において算定される時刻歴波形として設定していること。</p> <p>基準津波及び入力津波の設定に当たっては、津</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>3.3 入力津波の設定</p> <p>(1)入力津波は、海水面の基準レベルからの水位変動量を表示していること。なお、潮位変動等については、入力津波を設計又は評価に用いる場合に考慮するものとする。</p> <p>(2)入力津波の設定に当たっては、入力津波が各施設・設備の設計に用いるものであることを念頭に、津波の高さ、津波の速度、衝撃力等、着目する荷重因子を選定した上で、各施設・設備の構造・機能損傷モードに対応する効果（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）が安全側に評価されることを確認する。</p> <p>(3)施設が海岸線の方向において広がりをもっている場合（例えば敷地前面の防潮堤、防潮壁）は、複数の位置において荷重因子の値の大小関係を比較し、当該施設に最も大きな影響を与える波形を入力津波として設定していることを確認する。</p> <p>(4)基準津波及び入力津波の設定に当たっては、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起について、以下の例のように評価し考慮していることを確認する。</p> <p>①港湾内の局所的な海面の固有振動に関しては、港湾周辺及び港湾内の水位分布、速度ベクトル分布の経時的变化を分析することにより、港湾内の局所的な現象として生じているか、生じている場合、その固有振動による影響が顕著な範囲及び固有振動の周期を把握する。</p> <p>②局所的な海面の固有振動により水位変動が大きくなっている箇所がある場合、取水ピット、津波監視設備（敷地の潮位計等）との位置関係を把握する。（設計上クリティカルとなる程度に応じて緩和策、設備設置位置の移動等の対応を検討）</p> | <p>入力津波を、各施設、設備等の設置位置において、海水面からの水位変動量の時刻歴波形で設定するとともに、取水路等の局所的な海面振動の励起に関する評価を、基準津波定義地点、取水路入口、取水路（奥）等における時刻歴水位を基に実施することを確認した。</p> <p>入力津波を設計又は評価に用いるに当たっては、各施設、設備等の設置位置において算定された津波高さ、速度、衝撃力等の数値に対して、保守的な設計又は評価となるような配慮を加えて入力津波高さや速度を設定することを確認した。</p> <p>また、局所的な海面振動については、津波シミュレーション結果の分析並びに基準津波定義地点、取水路入口、取水路（奥）等における基準津波による時刻歴水位の比較から励起しないことを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|-------------|----------------|
| <p>波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起を適切に評価し考慮すること。</p> | | |

（4）津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|---|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一から六（省略）</p> <p>七 津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施すること。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮すること。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される、敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施すること。</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>3.4 津波防護方針の審査に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）</p> <p>入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位（注）を考慮して安全側の評価を実施すること。</p> <p>注：朔（新月）及び望（満月）の日から5日以内に観測された、各月の最高満潮面及び最低干潮面を1年以上にわたって平均した高さの水位をそれぞれ、朔望平均満潮位及び朔望平均干潮位という</p> <p>潮汐以外の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮すること。</p> <p>地震により陸域の隆起または沈降が想定される場合、地殻変動による敷地の隆起または沈降及び、強震動に伴う敷地地盤の沈下を考慮して安全側の評価を実施すること。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>3.4 津波防護方針の審査に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）</p> <p>(1) 敷地周辺の港又は敷地における潮位観測記録に基づき、観測期間、観測設備の仕様に留意の上、朔望平均潮位を評価していることを確認する。</p> <p>(2) 上昇側の水位変動に対して朔望平均満潮位を考慮し、上昇側評価水位を設定していること、また、下降側の水位変動に対して朔望平均干潮位を考慮し、下降側評価水位を設定していることを確認する。</p> <p>(3) 潮汐以外の要因による潮位変動について、以下の例のように評価し考慮していることを確認する。</p> <p>①敷地周辺の港又は敷地における潮位観測記録に基づき、観測期間等に留意の上、高潮発生状況（程度、台風等の高潮要因）について把握する。</p> <p>②高潮要因の発生履歴及びその状況、並びに敷地における汀線の方向等の影響因子を考慮して、高潮の発生可能性とその程度（ハザード）について検討する。</p> <p>③津波ハザード評価結果を踏まえた上で、独立事象としての津波と高潮による重畳頻度を検討した上で、考慮の可否、津波と高潮の重畳を考慮する場合の高潮の再現期間を設定する。</p> <p>(4) 地震により陸域の隆起または沈降が想定される場合、以下の例のように地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施していることを確認する。</p> <p>①広域的な地殻変動を評価すべき波源は、地震の震源と解釈し、津波波源となる地震の震源（波源）モデルから算定される広域的な地殻変動を考慮することとする。</p> <p>②プレート間地震の活動に関連して局所的な地殻変動があった可能性が指摘されている場合</p> | <p>水位変動、地殻変動については、朔望平均満潮位を入力津波の上昇側水位変動に対して考慮し、朔望平均干潮位を入力津波の下降側水位変動に対して考慮し保守的な設定をすること、潮汐に加えて影響の大きな高潮による水位変動をハザードの評価に基づき考慮すること、地震によって発生する広域的な地殻変動（隆起又は沈降）量は1cm未満の隆起であるため水位変動に対して影響を与えないことを確認した。</p> <p>具体的には、津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに原子炉補機冷却海水系の評価について、以下のとおり実施するとしている。</p> <p>① 潮汐による水位変動</p> <p>敷地周辺の舞鶴検潮所における潮位観測記録に基づき求めた朔望平均満潮位を、入力津波による上昇側水位変動に対して考慮するとともに、朔望平均干潮位を入力津波による下降側水位変動に対して考慮する。また、同検潮所における潮位観測記録に基づき求めた潮位のばらつきを考慮する。</p> <p>② 高潮による水位変動</p> <p>潮汐以外の要因による潮位変動については、影響の大きなものとして高潮を抽出する。舞鶴検潮所における至近約43年の潮位観測記録に基づき高潮の発生状況の調査及び高潮のハザードの評価を行い、基準津波の年超過確率を踏まえ、再現期間100年の高潮を算定し、これと基準津波との重畳を考慮する。</p> <p>③ 地殻変動による隆起又は沈降の影響</p> <p>地震に伴う地殻変動による敷地の隆起又は沈降については、地殻変動解析に基づき設定する。基準津波の波源である若狭海丘列付近断層での地震に伴う地殻変動量は、1cm未満のわずかな隆起であり、地震による地殻変動の影響は受けないと評価する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|--|----------------|
| | <p>(南海トラフ沿岸部に見られる完新世段丘の地殻変動等)は、局所的な地殻変動量による影響を検討する。</p> <p>③地殻変動量は、入力津波の波源モデルから適切に算定し設定すること。</p> <p>④地殻変動が隆起又は沈降によって、以下の例のように考慮の考え方が異なることに留意が必要である。</p> <p>a) 地殻変動が隆起の場合、下降側の水位変動に対して安全機能への影響を評価(以下「安全評価」という。)する際には、対象物の高さに隆起量を加算した後で、下降側評価水位と比較する。また、上昇側の水位変動に対して安全評価する際には、隆起しないものと仮定して、対象物の高さとし昇側評価水位を直接比較する。</p> <p>b) 地殻変動が沈降の場合、上昇側の水位変動に対して安全評価する際には、対象物の高さから沈降量を引算した後で、上昇側評価水位と比較する。また、下降側の水位変動に対して安全評価する際には、沈降しないものと仮定して、対象物の高さとし降側評価水位を直接比較する。</p> <p>⑤基準地震動評価における震源モデルから算定される広域的な地殻変動についても、津波に対する安全性評価への影響を検討する。</p> <p>⑥広域的な余効変動が継続中である場合は、その傾向を把握し、津波に対する安全性評価への影響を検討する。</p> | |

3. 津波防護方針

(1) 津波防護の基本方針

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。下記第三号において同じ。）の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また、取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①～③（省略）</p> <p>二 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止すること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①～③（省略）</p> <p>三 上記の前二号に規定するものの他、Sクラスに属する施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。そのため、Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すこと。</p> <p>四～七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>4. 津波防護方針</p> <p>4.1 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針</p> <p>敷地の特性に応じた津波防護の基本方針が敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等により明示され</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4. 津波防護方針</p> <p>4.1 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針</p> <p>(1) 敷地の特性（敷地の地形、敷地周辺の津波の遡上、浸水状況等）に応じた基本方針（※）を確認する。</p> <p>(2) 敷地の特性に応じた津波防護の概要（外殻防護の位置及び浸水想定範囲の設定、並びに内郭防護の位置及び浸水防護重点化範囲の設定等）を確認する。</p> <p>※基本方針</p> <p>(1) 津波の敷地への流入防止 重要な安全機能を有する施設の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない。また、取水路、放水路等の経路から流入させない。</p> <p>(2) 漏水による安全機能への影響防止 取水・放水施設、地下部において、漏水可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止する。</p> <p>(3) 津波防護の多重化 上記2方針のほか、重要な安全機能を有する施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。</p> <p>(4) 水位低下による安全機能への影響防止 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止する。</p> | <p>津波防護の基本方針が敷地の特性に応じたものであること及び当該方針に基づく津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の配置を図面により示していることを確認した。</p> <p>具体的には、敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等を示した上で、津波防護の基本方針を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>① 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。以下③において同じ。）を内包する建屋及び区画が設置された敷地には、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。</p> <p>② 取水施設、放水施設、地下部等については、漏水の可能性を考慮のうえ、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能を有する施設への影響を防止できる設計とする。</p> <p>③ ①及び②の方針のほか、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護を実施することにより、津波による影響等から隔離可能な設計とする。</p> <p>④ 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響を防止できる設計とする。</p> <p>⑤ 津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| <p>ていること。 津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等として設置されるものの概要が網羅かつ明示されていること。</p> | <p>***** 【重大事故等対処施設に係る確認の留意点】 基本方針について、設計基準対象施設に準じていることを確認する。 （2）以降の項目については、重大事故等対処施設の配置等を踏まえ、必要に応じて確認する。 例えば、重大事故等対処施設の配置が、設計基準対象施設の津波防護対策で防護されている場合（例：原子炉建屋に設置）、又は高台に配置することで設置位置により防護できることが明かである場合（例：空冷式非常用発電装置をEL. 32mに設置）については、設計基準対象施設の津波防護施設等による防護に包含されると考えられる。</p> | <p>***** 【重大事故等対処施設】 重大事故等対処施設について、設計基準対象施設に準じた耐津波設計により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する方針とすることを確認した。 具体的には、以下の方針を確認した。なお、2. 施設については、津波が到達しない敷地高さに設置される方針であることを図面等で確認した。</p> <p>1. 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に設置するものについては、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とする。</p> <p>2. それ以外の建屋及び区画に設置する緊急時対策所、空冷式非常用発電装置については、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない設計とするなど、設計基準対象施設の耐津波設計方針に準じた設計とする。</p> |

(2) 敷地への浸水防止（外郭防護1）

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。下記第三号において同じ。）の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また、取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①Sクラスに属する設備（浸水防止設備及び津波監視設備を除く。以下下記第三号までにおいて同じ。）を内包する建屋及びSクラスに属する設備（屋外に設置するものに限る。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。なお、基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置すること。</p> <p>②（省略）</p> <p>③取水路又は放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止すること。</p> <p>二～七（省略）</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）</p> <p>4.2.1 遡上波の地上部からの到達、流入の防止</p> <p>(1)敷地への浸水の可能性のある経路（遡上経路）の特定</p> <p>(3.2.1)における敷地周辺の遡上の状況、浸水域の分布等を踏まえ、以下を確認する。</p> <p>①重要な安全機能を有する設備又はそれを内包する建屋の設置位置・高さに、基準津波による遡上波が到達しないこと、または、到達しないよう津波防護施設を設置していること。</p> <p>②津波防護施設を設置する以外に既存の地山斜面、盛土斜面等の活用の有無。また、活用の際に補強等の実施の有無。</p> <p>(2)津波防護施設の位置・仕様を確認する。</p> <p>①津波防護施設の種類（防潮堤、防潮壁等）及び箇所</p> <p>②施設ごとの構造形式、形状</p> <p>(3)津波防護施設における浸水防止設備の設置の方針に関して、以下を確認する。</p> <p>①要求事項に適合するよう、特定した遡上経路に浸水防止設備を設置する方針であること。</p> <p>②止水対策を実施する予定の部位が列記されていること。以下、例示。</p> <p>a) 電路及び電線管貫通部、並びに電気ボックス等における電線管内処理</p> <p>b) 躯体開口部（扉、排水口等）</p> | <p>遡上波の地上部からの到達、流入の防止について、基準津波による敷地への浸水を防止する方針とし、基準津波による遡上域を把握するために実施した解析の結果に基づき、遡上波が到達する可能性のある海水ポンプ室の前面及び周囲に津波防護施設を設置することを確認した。</p> <p>具体的には、遡上波の地上部からの到達、流入を防止するため、以下の方針を示していることを確認した。</p> <p>a. 基準津波による遡上解析について、地震による地盤沈下量を初期条件として考慮した遡上解析を実施した。その結果、津波高さは海水ポンプ室前面でT.P. +6.3m程度、取水路（奥）でT.P. +6.9m程度となる。</p> <p>b. 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋が設置されている周辺敷地高さはT.P. +9.7mであり、津波による遡上波は地上部から到達、流入しない。また、海水ポンプ室はT.P. +2.5mであり、津波が到達する可能性があることから、津波防護施設として海水ポンプ室の前面及び周囲にT.P. +8.0mの防護壁を設置する。</p> <p>c. 屋外設備の燃料油貯蔵タンクはT.P. +9.7m、重油タンクはT.P. +13.1mの高さの敷地にあり、遡上波は地上部から到達、流入しない。</p> |
| <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>4.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）</p> <p>4.2.1 遡上波の地上部からの到達、流入の防止</p> <p>重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋及び重要な安全機能を有する屋外設備等は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。</p> <p>基準津波による遡上波が到達する高さにある場</p> | | |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>合には、防潮堤等の津波防護施設、浸水防止設備を設置すること。</p> | | |
| <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】 4.2.2 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通部等）を特定すること。 特定した経路に対して浸水対策を施すことにより津波の流入を防止すること。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】 4.2.2 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止</p> <p>(1) 敷地への海水流入の可能性のある経路（流入経路）の特定 以下のような経路（例示）からの津波の流入の可能性を検討し、流入経路を特定していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 海域に接続する水路から建屋、土木構造物地下部へのバイパス経路（水路周辺のトレンチ開口部等） ② 津波防護施設（防潮堤、防潮壁）及び敷地の外側から内側（地上部、建屋、土木構造物地下部）へのバイパス経路（排水管、道路、アクセス通路等） ③ 敷地前面の沖合から埋設管路により取水する場合の敷地内の取水路点検口及び外部に露出した取水ピット等（沈砂池を含む） ④ 海域への排水管等 <p>(2) 特定した流入経路における津波防護施設の配置・仕様を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 津波防護施設の種類（防潮壁等）及び箇所 ② 施設ごとの構造形式、形状 <p>(3) 特定した流入経路における浸水防止設備の設置の方針に関して、以下を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 要求事項に適合するよう、特定した流入経路に浸水防止設備を設置する方針であること。 ② 浸水防止設備の設置予定の部位が列記されていること。以下、例示。 <ul style="list-style-type: none"> a) 配管貫通部 b) 電路及び電線管貫通部、並びに電気ボックス等における電線管内処理 c) 空調ダクト貫通部 | <p>取水路、放水路等の経路から津波の流入する可能性を網羅的に検討して海水ポンプ室床面開口部を流入経路として特定した上で、浸水防止設備を設置することにより津波の流入を防止することを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、津波の流入経路を特定した上で、流入防止対策を施す方針としていることを確認した。</p> <p>a. 流入経路の特定</p> <p>流入の可能性のある取水路、放水路等の経路については、取水路又は放水路につながる海水系、循環水系、それ以外の屋外排水路等それぞれの設置位置における入力津波高さ、それらの開口部等の標高に基づく許容津波高さを比較することにより、その差を裕度として評価し、津波が流入する可能性を検討する。検討に当たっては、高潮による水位変動を考慮する。津波の流入防止等の方針を検討するために算定した海水ポンプ室前面、取水路（奥）、1,2号炉及び3,4号炉放水ピット並びに放水口前面の入力津波高さ等に基づき検討した結果、海水ポンプ室前面の入力津波高さ T.P. +6.3m に対して海水ポンプ室の床面の位置が T.P. +2.5m であることから、流入の可能性のある経路として、海水ポンプ室床面開口部を特定した。また、放水路の経路については、放水ピットの入力津波高さ T.P. +8.8m (1,2号炉)、T.P. +8.3m (3,4号炉) に対して、周辺敷地高さがそれぞれ T.P. +9.3m (1,2号炉)、T.P. +9.7m (3,4号炉) であるため、流入の可能性はない。</p> <p>b. 津波の流入防止対策</p> <p>特定した流入経路から津波が流入することを防止するため、浸水防止設備として、海水ポンプエリアの床面開口部に海水ポンプエリア浸水防止蓋、海水ポンプエリア前面及びその周辺にそれぞれ T.P. +9.0m、T.P. +8.0m の止水壁を設置する。また、放水ピットの入力津波高さを抑制するため、本発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合に、循環水ポンプを停止する手順を整備する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|-------------------|----------------|
| | d) 躯体開口部 (扉、排水口等) | |

(3) 漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護2）

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|--|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一（省略）</p> <p>二 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止すること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設及び地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定すること。</p> <p>②浸水想定範囲の周辺にSクラスに属する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認すること。</p> <p>③浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置すること。</p> <p>三～七（省略）</p> <p>【規制基準における要求事項等】</p> <p>4.3 漏水による重要な安全機能への影響防止（外郭防護2）</p> <p>4.3.1 漏水対策</p> <p>取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設や地下部等における漏水の可能性を検討すること。</p> <p>漏水が継続することによる浸水の範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）すること。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.3 漏水による重要な安全機能への影響防止（外郭防護2）</p> <p>4.3.1 漏水対策</p> <p>(1) 要求事項に適合する方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、浸水想定範囲、浸水経路・浸水口・浸水量及び浸水防止設備の仕様について、確認する。</p> | <p>重要な安全機能を有する施設への漏水による影響を防止するため、海水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定した上で、浸水防止設備を設置し浸水範囲を限定することを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、浸水想定範囲を設定した上で、浸水対策を施す方針としている。</p> <p>a. 浸水想定範囲</p> <p>取水設備及び放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水施設、放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討し、津波が取水路から流入する可能性があり、漏水が継続するものと仮定して、海水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定する。</p> <p>b. 浸水対策</p> <p>浸水想定範囲の境界から浸水の可能性のある経路として、海水ポンプ室の床面に開口部が存在するため、海水ポンプエリア浸水防止蓋及び止水壁を設置する。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>浸水想定範囲の境界において浸水の可能性のある経路、浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定すること。 特定した経路、浸水口に対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定すること。</p> | | |
| <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】 4.3.2 安全機能への影響確認 浸水想定範囲の周辺に重要な安全機能を有する設備等がある場合は、防水区画化すること。 必要に応じて防水区画内への浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認すること。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】 4.3.2 安全機能への影響確認 (1) 要求事項に適合する影響確認の方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、浸水想定範囲、浸水経路・浸水口・浸水量及び浸水防止設備の仕様を確認する。</p> | <p>重要な安全機能を有する施設への影響評価について、浸水想定範囲である海水ポンプエリアを防水区画化した上で、区画内への浸水量評価によって海水ポンプへの影響がないことを確認する方針であることを確認した。</p> <p>具体的には、以下を確認した。 浸水想定範囲である海水ポンプエリアに津波防護対象設備である海水ポンプを設置しているため、本エリアを防水区画化している。また、海水ポンプエリア内に設置する海水ポンプグランド dren 配管及び海水ポンプエリア浸水防止蓋の逆止弁について、漏水による浸水経路となる可能性があるため、浸水量を評価し、海水ポンプへの影響がないことを確認するとしている。</p> |
| <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】 4.3.3 排水設備設置の検討 浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置すること。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】 4.3.3 排水設備設置の検討 (1) 要求事項に適合する方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、浸水想定範囲における排水設備の必要性、設置する場合の設備仕様について確認する。</p> | <p>排水設備設置の検討について、「重要な安全機能を有する施設への影響評価」における「浸水想定範囲における浸水量評価」に基づき、長期間の冠水の有無に応じて排水設備を設置する方針としていることを確認した。</p> |

(4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～二（省略）</p> <p>三 上記の前二号に規定するものの他、Sクラスに属する施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。そのため、Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すこと。</p> <p>四～七（省略）</p> <p>【規制基準における要求事項等】</p> <p>4.4 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）</p> <p>4.4.1 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化すること。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.4 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）</p> <p>4.4.1 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>(1) 重要な安全機能を有する設備等（耐震Sクラスの機器・配管系）のうち、基本設計段階において位置が明示されているものについては、それらの設備等を内包する建屋、区画が津波防護重点範囲として設定されていることを確認する。</p> <p>(2) 基本設計段階において全ての設備等の位置が明示されているわけではないため、工事計画認可の段階において津波防護重点化範囲を再確認する必要がある。したがって、基本設計段階において位置が確定していない設備等に対しては、内包する建屋及び区画単位で津波防護重点化範囲を工認段階で設定することが方針として明記されていることを確認する。</p> | <p>重要な安全機能を有する施設の隔離について、以下のとおり、浸水防護重点化範囲を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>① 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>津波に対する浸水防護重点化範囲として、原子炉格納施設、原子炉補助建屋（原子炉周辺建屋、制御建屋、廃棄物処理建屋）、海水ポンプエリア、燃料油貯蔵タンク、重油タンク、海水管トンネル及び海水管トレンチを設定する。</p> |
| <p>【規制基準における要求事項等】</p> <p>4.4.2 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>津波による溢水を考慮した浸水範囲、浸水量を安全側に想定すること。</p> <p>浸水範囲、浸水量の安全側の想定に基づき、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路、浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すこと。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.4.2 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>(1) 要求事項に適合する方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、浸水範囲、浸水量の想定、浸水防護重点化範囲への浸水経路・浸水口及び浸水防止設備の仕様について、確認する。</p> <p>(2) 津波による溢水を考慮した浸水範囲、浸水量については、地震による溢水の影響も含め</p> | <p>重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）について、本発電所の施設の配置、基準津波の特性に応じた浸水の可能性のある津波の流入や溢水を保守的に評価して、重要な安全機能を有する施設を隔離することを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、浸水対策を実施するとしていることを確認した。</p> <p>② 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>浸水防護重点化範囲へ浸水の可能性のある経路については、地震による溢水の影響も考慮して、タービン建屋から制御建屋への浸水、また、地震時の地下水の流入に関して以下のとおり検討し、浸水の経路を特定する。</p> <p>a. 機器及び配管の損傷によるタービン建屋内の津波浸水量、溢水</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|--|
| | <p>て、以下の例のように安全側の想定を実施する方針であることを確認する。</p> <p>①地震・津波による建屋内の循環水系等の機器・配管の損傷による建屋内への津波及び系統設備保有水の溢水、下位クラス建屋における地震時のドレン系ポンプの停止による地下水の流入等の事象が想定されていること。</p> <p>②地震・津波による屋外循環水系配管や敷地内のタンク等の損傷による敷地内への津波及び系統設備保有水の溢水等の事象が想定されていること。</p> <p>③循環水系機器・配管損傷による津波浸水量については、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの来襲が考慮されていること。</p> <p>④機器・配管等の損傷による溢水量については、内部溢水における溢水事象想定を考慮して算定していること。</p> <p>⑤地下水の流入量については、例えば、ドレン系が停止した状態での地下水位を安全側（高め）に設定した上で、当該地下水位まで地下水の流入を考慮するか、又は対象建屋周辺のドレン系による1日当たりの排水量の実績値に対して、外部の支援を期待しない約7日間の積算値を採用する等、安全側の仮定条件で算定していること。</p> <p>⑥施設・設備施工上生じうる隙間部等についても留意し、必要に応じて考慮すること。</p> | <p>ア. タービン建屋内に流入した津波により、タービン建屋に隣接する浸水防護重点化範囲（制御建屋）への影響を評価する。</p> <p>イ. 地震に起因する循環水管の伸縮継手の全周破損及び耐震性の低い2次系設備の破損を想定し、循環水ポンプ停止までに生ずる溢水量、2次系設備の保有水による溢水量及び循環水管の損傷箇所からの津波流入量の合計が建屋内に滞留するとして、浸水量を算定する。</p> <p>ウ. 循環水系機器及び配管の損傷による津波浸水量の算定では、入力津波の時刻歴波形に基づき津波の繰り返しの都度、津波が流入し、保守的に一度流入したものは流出しないとする。</p> <p>エ. 地震に起因する地下部外壁の損傷による地下水の流入については、タービン建屋の想定溢水水位と安全側に設定した地下水位を比較して流入量を算定する。</p> <p>b. 屋外配管や屋外タンク等の損傷による浸水防護重点化範囲の津波浸水量、溢水</p> <p>ア. 循環水管は、循環水ポンプ室の境界から建屋の間において浸水防護重点化範囲とは接続させないで T.P. +9.3m の敷地に埋設されており、浸水防護重点化範囲に津波が流入することはない。</p> <p>イ. 屋外タンク等の損傷による溢水は、別途溢水防護に関する影響評価を実施し、原子炉周辺建屋水密扉及び制御建屋水密扉を設置することにより、浸水防護重点化範囲の建屋に流入させない設計とする。</p> <p>c. 地下水の流入</p> <p>1 日当たりの地下水（湧水）の排水量の実績値に対して湧水サンプポンプの排出量が大きく上回ることで、湧水サンプポンプが耐震性を有することから外部の支援を期待することなく排水可能である。</p> <p>d. 施設、設備の施工上生じうる隙間部</p> <p>津波及び溢水による浸水を想定するタービン建屋地下部において、施工上生じうる建屋間の隙間部には、止水処置を行い、浸水防護重点化範囲への浸水を防止する設計とする。</p> |

(5) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止（海水ポンプ取水性）

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|--|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設的设计に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～三（省略）</p> <p>四 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止すること。そのため、非常用海水冷却系については、基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計であること。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保でき、かつ取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。</p> <p>五（省略）</p> <p>六 地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返し等の襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘、砂移動及び漂流物等）を考慮すること。</p> <p>七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>4.5 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響防止</p> <p>4.5.1 非常用海水冷却系の取水性</p> <p>非常用海水冷却系の取水性については、次に示す方針を満足すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。 ・基準津波による水位の低下に対して冷却に必要な海水が確保できる設計であること。 | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.5 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響防止</p> <p>4.5.1 非常用海水冷却系の取水性</p> <p>(1) 取水路の特性を考慮した海水ポンプ位置の評価水位が適切に算定されていることを確認する。確認のポイントは以下のとおり。</p> <p>① 取水路の特性に応じた手法が用いられていること。（開水路、閉管路の方程式）</p> <p>② 取水路の管路の形状や材質、表面の状況に応じた摩擦損失が設定されていること。</p> <p>(2) 前述（3.4(4)）のとおり地殻変動量を安全側に考慮して、水位低下に対する耐性（海水ポンプの仕様、取水口の仕様、取水路又は取水ピットの仕様等）について、以下を確認する。</p> <p>① 海水ポンプの設計用の取水可能水位が下降側評価水位を下回る等、水位低下に対して海水ポンプが機能保持できる設計方針であること。</p> <p>② 引き波時の水位が実際の取水可能水位を下回る場合には、下回っている時間において、海水ポンプの継続運転が可能な貯水量を十分確保できる取水路又は取水ピットの構造仕様、設計方針であること。</p> <p>なお、取水路又は取水ピットが循環水系と非常系で併用される場合においては、循環水系運転継続等による取水量の喪失を防止できる措置が施される方針であること。</p> | <p>海水ポンプ取水可能水位と引き波時の下降側の水位とを比較して取水性を評価し、貯水堰を設置することで水位変動に伴う取水性低下に対して海水ポンプの機能を保持できるよう設計すること、また、循環水ポンプの運転による海水ポンプの取水性への影響もないことを確認した。</p> <p>具体的には、海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。</p> <p>a. 海水ポンプ位置の評価水位</p> <p>基準津波による水位低下に伴う海水ポンプ位置での水位を算定するため、取水路から海水ポンプ室に至る経路について、形状、材質及び水路表面の状況に応じた摩擦損失を考慮したモデル化を行い、開水路の水理解析（以下「開水路の解析」という。）を実施する。</p> <p>b. 水位低下に対する耐性の確保</p> <p>開水路の解析に基づき、海水ポンプ室前の下降側の入力津波高さを、T.P. -4.8m と算定した。この値は、水理試験結果に基づく海水ポンプの取水可能水位 T.P. -3.1m を下回る水位であり、取水可能水位を下回る時間においても海水ポンプが機能保持できるように、海水を貯水する対策として海水ポンプ室前面の海中に貯水堰を設置する。</p> <p>補足説明資料において、スロッシングによる貯水堰貯水量に対する影響評価について、示されている。＜補足説明資料：05：まとめ資料 17-1＞</p> <p>c. 循環水ポンプによる影響</p> <p>原子炉補機冷却海水系と循環水系の水路等を独立して設置することから、循環水ポンプの運転が、海水ポンプの取水性に影響を及ぼすことはない。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|---|
| <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>4.5.2 津波の二次的な影響による非常用海水冷却系の機能保持確認</p> <p>基準津波に伴う取水口付近の砂の移動・堆積が適切に評価されていること。</p> <p>基準津波に伴う取水口付近の漂流物が適切に評価されていること。</p> <p>非常用海水冷却系については、次に示す方針を満足すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積、陸上斜面崩壊による土砂移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保できる設計であること。 ・基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。 | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.5.2 津波の二次的な影響による非常用海水冷却系の機能保持確認</p> <p>(1) 基準津波に伴う取水口付近の砂の移動・堆積については、(3.2.1)の遡上解析結果における取水口付近の砂の堆積状況に基づき、砂の堆積高さが取水口下端に到達しないことを確認する。取水口下端に到達する場合は、取水口及び取水路が閉塞する可能性を安全側に検討し、閉塞しないことを確認する。「安全側」な検討とは、浮遊砂濃度を合理的な範囲で高めてパラメータスタディすることによって、取水口付近の堆積高さを高め、また、取水路における堆積砂混入量、堆積量を大きめに算定すること等が考えられる。</p> <p>(2) 混入した浮遊砂は、取水スクリーン等で除去することが困難なため、海水ポンプそのものが運転時の砂の混入に対して軸固着しにくい仕様であることを確認する。</p> <p>(3) 基準津波に伴う取水口付近の漂流物については、(3.2.1)の遡上解析結果における取水口付近を含む敷地前面及び遡上域の寄せ波及び引き波の方向、速度の変化を分析した上で、漂流物の可能性を検討し、漂流物により取水口が閉塞しない仕様の方針であることを確認する。なお、取水スクリーンについては、異物の混入を防止する効果が期待できるが、津波時には破損して混入防止が機能しないだけでなく、それ自体が漂流物となる可能性が有ることに留意する必要がある。</p> | <p>設備の構造等を踏まえ、基準津波による取水口付近の砂の移動及び堆積、取水口付近の漂流物の影響も含めて検討を実施することにより、津波の二次的な影響に対して原子炉補機冷却海水系の機能を保持する」としていることを確認した。</p> <p>具体的には、海水ポンプ室の砂の移動及び堆積並びに取水口付近の漂流物の評価について、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 海水ポンプ室の砂の移動及び堆積</p> <p>基準津波に伴う砂の堆積について、砂移動解析では、海水ポンプ室内における砂の堆積は0.14mであり、海水ポンプ下端から底版までの距離は約0.8mであるため、取水経路は閉塞しない。</p> <p>b. 混入浮遊砂に対する海水ポンプの機能保持</p> <p>本発電所で使用している海水ポンプについて、砂が混入しても軸固着しにくい構造とする。具体的には、海水ポンプ取水時に浮遊砂の一部がポンプ軸受に混入したとしても、約3.7mmの異物逃がし溝から排出される構造とする。</p> <p>一方で、本発電所付近の砂の平均粒径が約0.3mmで、数mm以上の砂は僅かであり、基準津波での海流速では、数mm以上の砂は浮遊しにくいことを踏まえると、大きな粒径の砂はほとんど混入せず、海水ポンプの取水機能は保持できる。</p> <p>c. 取水口付近の漂流物</p> <p>基準津波に伴う取水口付近の漂流物について、以下のとおり取水性に影響を与える漂流物はないと評価している。</p> <p>ア. 津波シミュレーションの結果を踏まえ、本発電所構内及び本発電所から半径5kmの範囲で漂流物となる可能性のある施設、設備等を網羅的に調査して抽出する。</p> <p>イ. 上記について、地震による損傷が漂流物の発生可能性を高めることを考慮（地震で倒壊する可能性のあるものは倒壊するとみなす。）して漂流物を特定する。</p> <p>ウ. 地震に起因する敷地地盤の変状、標高変化等を保守的に考慮して特定する。</p> <p>エ. 本発電所構内で漂流物となる可能性があるものとして、取水路及び物揚岸壁付近の定置網、倉庫類等、樹木等を特定した。これらの設置位置及び津波の流向を踏まえると、浮遊する漂流物は取水口へは向かわない。また、これらの漂流物が取水口に向かった場合を仮定しても、海水ポンプ室の前面及び周囲の防護壁により防護されるため、取水性への影響はない。</p> <p>オ. 本発電所構内の物揚岸壁に停泊する燃料等輸送船は、津波警報等発令時に緊急退避するため、漂流物とならない。</p> <p>カ. 本発電所構外で漂流物となる可能性があるものとして本発電所近傍で航行不能となった漁船及び樹木を特定しているが、海水ポンプ室の前面及び周囲の防護壁により防護されるため、取水性への影響はない。</p> |

(6) 津波監視

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～四（省略）</p> <p>五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①上記の「津波防護施設」とは、防潮堤、盛土構造物及び防潮壁等をいう。上記の「浸水防止設備」とは、水密扉及び開口部・貫通部の浸水対策設備等をいう。また、上記の「津波監視設備」とは、敷地の潮位計及び取水ピット水位計、並びに津波の襲来状況を把握できる屋外監視カメラ等をいう。これら以外には、津波防護施設及び浸水防止設備への波力による影響を軽減する効果が期待される防波堤等の津波影響軽減施設・設備がある。</p> <p>②～④（省略）</p> <p>⑤津波監視設備については、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）に対して、影響を受けにくい位置への設置及び影響の防止策・緩和策等を検討し、入力津波に対して津波監視機能が十分に保持できるよう設計すること。</p> <p>⑥～⑧（省略）</p> <p>六～七（省略）</p> <p>【津波ガイド：基準における要求事項等】</p> <p>4.6 津波監視</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.6 津波監視</p> <p>(1) 要求事項に適合する方針であることを確認する。また、設置の概要として、おおよその位置と監視設備の方式等について把握する。</p> | <p>津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確保するために津波監視設備を設置して、敷地への津波の繰り返しの襲来を察知すること及び当該設備により昼夜問わず原子炉制御室から監視可能としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下を確認した。</p> <p>津波監視設備として、1号炉原子炉補助建屋壁面の T.P. +38.3m 及び海水ポンプ室床面上の T.P. +10.0m の位置に津波監視カメラを、海水ポンプ室上の防護壁の T.P. +9.0m 及び海水ポンプエリアの T.P. +2.1m の位置に潮位計を設置するとしている。津波監視カメラは暗視機能等を有し、昼夜問わず監視可能な設計とし、潮位計は海水ポンプ室の防護壁前面の津波水位 T.P. -5.1m～T.P. +8.5m 及び海水ポンプエリアの津波水位 T.P. -5.1m～T.P. +1.5m を測定範囲として上昇側及び下降側の津波高さが計測できる設計とし、いずれも中央制御室から監視可能な設計としている。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|-------------|---------------|
| 敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、津波防護施設、浸水防止設備の機能を確実に確保するために、津波監視設備を設置すること。 | | |

4. 施設・設備の設計方針

(1) 津波防護施設

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|--|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設的设计に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～四（省略）</p> <p>五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①～②（省略）</p> <p>③津波防護施設については、その構造に応じ、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計すること。</p> <p>④～⑧（省略）</p> <p>六 地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返しによる襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘、砂移動及び漂流物等）を考慮すること。</p> <p>七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>5. 施設・設備の設計・評価の方針及び条件</p> <p>5.1 津波防護施設的设计</p> <p>津波防護施設については、その構造に応じ、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対する津波防護</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>5. 施設・設備の設計・評価の方針及び条件</p> <p>5.1 津波防護施設的设计</p> <p>(1) 要求事項に適合する設計方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、施設の寸法、構造、強度及び支持性能（地盤強度、地盤安定性）が要求事項に適合するものであることを確認する。</p> <p>(2) 設計方針の確認に加え、入力津波に対して津波防護機能が十分保持できる設計がなされることの見通しを得るため、以下の項目について、設定の考え方を確認する。確認内容を以下に例示する。</p> <p>①荷重組合せ</p> <p>a) 余震が考慮されていること。耐津波設計における荷重組合せ：常時+津波、常時+津波+地震（余震）</p> <p>②荷重の設定</p> <p>a) 津波による荷重（波圧、衝撃力）の設定に関して、考慮する知見（例えば、国交省の暫定指針等）及びそれらの適用性。</p> <p>b) 余震による荷重として、サイト特性（余震の震源、ハザード）が考慮され、合理的な頻度、荷重レベルが設定される。</p> <p>c) 地震により周辺地盤に液状化が発生する場合、防潮堤基礎杭に作用する側方流動力等の可能性を考慮すること。</p> <p>③許容限界</p> <p>a) 津波防護機能に対する機能保持限界として、当該構造物全体の变形能力（終局耐力時の变形）に対して十分な余裕を有し、津波防護機能を保持すること。（なお、機能損傷に至った場合、補修に、ある程度の期間が必要となることから、地震、津波後の再使用性に着目した許容限界にも留意する必要がある。）</p> | <p>津波防護施設的设计については、入力津波に対して津波防護機能を十分に保持できるよう設計すること、施設に作用する荷重を適切に組み合わせること、及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設定していることを確認した。</p> <p>具体的には、以下を確認した。</p> <p>津波防護施設（海水ポンプ室の前面及び周囲の防護壁並びに貯水堰）について、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性及び構造境界部の止水性に配慮した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計する方針としている。</p> <p>これに加えて、荷重の組合せについては、漂流物による荷重、余震による荷重、自然条件（積雪荷重、風荷重等）と入力津波による荷重の組合せを考慮している。</p> <p>また、許容限界については、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を想定し、当該施設が構造全体として变形能力（終局耐力時の变形）に対して十分な余裕を有するよう、施設又は設備を構成する材料の变形が弾性域内に収まることを基本としている。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|----------------------|-------------|----------------|
| 機能が十分に保持できるよう設計すること。 | | |

(2) 浸水防止設備

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|---|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～四（省略）</p> <p>五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①～③（省略）</p> <p>④浸水防止設備については、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計すること。</p> <p>⑤～⑧（省略）</p> <p>六 地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返し襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘、砂移動及び漂流物等）を考慮すること。</p> <p>七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>5.2 浸水防止設備の設計</p> <p>浸水防止設備については、浸水想定範囲における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計すること。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>5.2 浸水防止設備の設計</p> <p>(1) 要求事項に適合する設計方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、設備の寸法、構造、強度等が要求事項に適合するものであることを確認する。</p> <p>(2) 浸水防止設備のうち水密扉等、後段規制において強度の確認を要する設備については、設計方針の確認に加え、入力津波に対して浸水防止機能が十分保持できる設計がなされることの見通しを得るため、津波防護施設と同様に、荷重組合せ、荷重の設定及び許容限界（当該構造物全体の変形能力に対して十分な余裕を有し、かつ浸水防止機能を保持すること）の項目についての考え方を確認する。</p> <p>(3) 浸水防止設備のうち床・壁貫通部の止水対策等、後段規制において仕様（施工方法を含む）の確認を要する設備については、荷重の設定と荷重に対する性能確保についての方針を確認する。</p> | <p>浸水防止設備（海水ポンプエリア浸水防止蓋及び止水壁）については、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性及び溢水による水圧に対する水密性を評価し、当該設備の設置位置における入力津波に対して浸水を防止する機能が十分に保持できるよう設計する方針としている。これに加えて、荷重の組合せ及び許容限界については、漂流物による荷重を考慮していないことを除き、津波防護施設の設計と同様に設定するとしていることを確認した。</p> |

(3) 津波監視設備

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～四（省略）</p> <p>五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①～④（省略）</p> <p>⑤津波監視設備については、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）に対して、影響を受けにくい位置への設置及び影響の防止策・緩和策等を検討し、入力津波に対して津波監視機能が十分に保持できるよう設計すること。</p> <p>⑥～⑧（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>5.3 津波監視設備の設計</p> <p>津波監視設備については、津波の影響（波力、漂流物の衝突等）に対して、影響を受けにくい位置への設置、影響の防止策・緩和策等を検討し、入力津波に対して津波監視機能が十分に保持できるよう設計すること。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>5.3 津波監視設備の設計</p> <p>(1) (3.2.1)の遡上解析結果に基づき、津波影響を受けにくい位置、及び津波影響を受けにくい建屋・区画・囲い等の内部に設置されることを確認する。</p> <p>(2) 要求事項に適合する設計方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、設備の位置、構造（耐水性を含む）、地震荷重・風荷重との組合せを考慮した強度等が要求事項に適合するものであることを確認する。</p> | <p>津波監視設備の設計について、入力津波及び漂流物に対して津波監視機能を十分に保持できるよう設置位置を設定することを確認した。</p> <p>津波監視設備のうち津波監視カメラについて、入力津波高さに対して波力及び漂流物の影響を受けにくい位置、潮位計について入力津波高さに対して波力及び漂流物の影響を受けにくい位置にそれぞれ設置し、津波監視機能を十分に保持できるよう設計する方針としている。また、一部の潮位計が漂流物の影響を受けた場合であっても他の津波監視設備により津波監視機能を保持できるよう設計する方針としている。これに加え、余震による荷重、自然条件（積雪荷重、風荷重等）と入力津波による荷重の組合せを考慮することを確認した。</p> |

（4）施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|---|
| <p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～四（省略）</p> <p>五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①～⑤（省略）</p> <p>⑥津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物及び設置物等が破損、倒壊及び漂流する可能性がある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流防止措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響の防止措置を施すこと。</p> <p>⑦上記③、④及び⑥の設計等においては、耐津波設計上の十分な裕度を含めるため、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力及び浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定すること。また、余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮すること。さらに、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返し襲来による作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討すること。</p> <p>⑧津波防護施設及び浸水防止設備の設計に当たって、津波影響軽減施設・設備</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>5.4 施設・設備等の設計・評価に係る検討事項</p> <p>5.4.1 津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項</p> <p>(1) 津波荷重の設定、余震荷重の考慮、津波の繰り返し作用の考慮のそれぞれについて、要求事項に適合する方針であることを確認する。以下に具体的な方針を例示する。</p> <p>①津波荷重の設定については、以下の不確かさを考慮する方針であること。</p> <p>a) 入力津波が有する数値計算上の不確かさ b) 各施設・設備等の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさ 上記b)の不確かさの考慮に当たっては、例えば抽出した不確かさの要因によるパラメータスタディ等により、荷重設置に考慮する余裕の程度を検討する方針であること。</p> <p>②余震荷重の考慮については、基準津波の波源の活動に伴い発生する可能性がある余震（地震）について、そのハザードを評価するとともに、基準津波の継続時間のうち最大水位変化を生起する時間帯において発生する余震レベルを検討する方針であること。また、当該余震レベルによる地震荷重と基準津波による荷重は、これらの発生確率の推定に幅があることを考慮して安全側に組み合わせる方針であること。</p> <p>③津波の繰り返し作用の考慮については、各施設・設備の入力津波に対する許容限界が当該構造物全体の変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有し、かつ津波防護機能・浸水防止機能を保持するとして設定されていれば、津波の繰り返し作用による直接的な影響は無いものとみなせるが、漏水、二次的影響（砂移動、漂流物等）による累積的な作用又は経時的な変化が考えられる場合は、時刻歴波形に基づいた、安全性を有する検討方針であること。</p> | <p>津波防護施設、浸水防止設備等の設計に当たっては、津波荷重の設定において不確かさを十分に考慮すること、余震による荷重を安全側に組み合わせることなどにより、耐津波設計上の十分な裕度を確保する」としていることを確認した。</p> <p>具体的には、津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項について、以下の方針としていることを確認した。</p> <p>a. 各施設、設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力、波圧、洗掘力、浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定する。</p> <p>b. 基準津波の波源となった断層の活動に伴う余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する。余震荷重は、基準津波の最大水位生起の時間帯に発生する余震レベルを検討した上で、弾性設計用地震動の中から設定する。</p> <p>c. 入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能及び浸水防止機能へ及ぼす影響について検討する。</p> <p>これに加えて、津波による荷重の設定において、入力津波を算出する数値計算に含まれる不確かさ及び各施設、設備等の機能損傷モードに対応した荷重の算定過程に介在する不確かさを考慮する方針としていることを確認した。</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|--|
| <p>の効果を考慮する場合は、このような施設・設備についても、入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計するとともに、上記⑥及び⑦を満たすこと。</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】 5.4 施設・設備等の設計・評価に係る検討事項 5.4.1 津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項 津波防護施設、浸水防止設備の設計及び漂流物に係る措置に当たっては、次に示す方針（津波荷重の設定、余震荷重の考慮、津波の繰り返し作用の考慮）を満足すること。 ・各施設・設備等の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定すること。 ・サイトの地学的背景を踏まえ、余震の発生の可能性を検討すること。 ・余震発生の可能性に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮すること。 ・入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能、浸水防止機能へ及ぼす影響について検討すること。</p> | | |
| <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】 5.4.2 漂流物による波及的影響の検討 津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物、設置物等が破損、倒壊、漂流する可能性について検討すること。 上記の検討の結果、漂流物の可能性がある場合には、防潮堤等の津波防護施設、浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流防止装置または津波防護施設・設備への影響防止措置を施すこと。</p> | <p>【津波ガイド：確認内容】 5.4.2 漂流物による波及的影響の検討 (1) 漂流物による波及的影響の検討方針が、要求事項に適合する方針であることを確認する。 (2) 設計方針の確認に加え、入力津波に対して津波防護機能が十分保持できる設計がなされることの見通しを得るため、以下の例のような具体的な方針を確認する。 ① 敷地周辺の遡上解析結果等を踏まえて、敷地周辺の陸域の建物・構築物及び海域の設</p> | <p>津波防護施設及び浸水防止設備が漂流物による波及的影響を受けないよう、入力津波による漂流物の衝突力に対して十分耐え得る構造として設計していること、一部の津波監視設備について漂流物の衝突等により機能喪失した場合においても他の津波監視設備により機能を代替できる設計としていることを確認した。 また、本発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船については、津波襲来時に退避する手順を整備して的確に実施することにより、漂流物としないことを確認した。 具体的には、以下を確認した。 「3.(5)②津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能保持確認」における漂流物の可能性の検討及びその影響評価結果を踏まえ、漂流物による荷重と入力津波による荷重の組合せを考慮することで、津波防護施設及び浸水防止設備を、入力津波による波力及び漂流物の衝突力に対して十分耐え得る構造として設計する方針としている。また、漂流物として衝突する可能性があるもののうち、最も重量が大きい漁船を衝突荷重として評価する方針としている。ただし、本発電所構内の物揚岸壁に停泊する燃料</p> |

| 設置許可基準規則/解釈 | 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|---|
| | <p>置物等を網羅的に調査した上で、敷地への津波の襲来経路及び遡上経路並びに津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において発生する可能性のある漂流物を特定する方針であること。なお、漂流物の特定に当たっては、地震による損傷が漂流物の発生可能性を高めることを考慮する方針であること。</p> <p>②漂流防止装置、影響防止装置は、津波による波力、漂流物の衝突による荷重との組合せを適切に考慮して設計する方針であること。</p> | <p>等輸送船は、津波警報等が発令された場合において、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物を退避させるとともに、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備し、的確に実施することにより漂流物としないとしている。なお、津波監視設備のうち津波監視カメラについては、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）を受けない位置、潮位計については、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）を受けにくい位置にそれぞれ設置するとしている。また、一部の潮位計が漂流物の影響を受けた場合であっても他の津波監視設備により津波監視機能を保持できるよう設計する方針としている。</p> |
| <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>5.4.3 津波影響軽減施設・設備の扱い</p> <p>津波防護施設・設備の設計において津波影響軽減施設・設備の効果を期待する場合、津波影響軽減施設・設備は、基準津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計すること。</p> <p>津波影響軽減施設・設備は、次に示す事項を考慮すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震が津波影響軽減機能に及ぼす影響 ・漂流物による波及的影響 ・機能損傷モードに対応した荷重について十分な余裕を考慮した設定 ・余震による荷重と地震による荷重の荷重組合せ ・津波の繰り返し襲来による作用が津波影響軽減機能に及ぼす影響 | <p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>5.4.3 津波影響軽減施設・設備の扱い</p> <p>(1)津波影響軽減施設・設備の効果に期待する場合における当該施設・設備の検討方針が、要求事項に適合する方針であることを確認する。</p> | <p>津波の波力を軽減するための防波堤を津波影響軽減施設として位置付けるとした上で、この施設が設置されている位置での入力津波に対して、津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としている。また、入力津波による荷重の設定、余震等の荷重の組合せ及び津波の繰り返し作用への考慮について、津波防護施設及び浸水防止設備と同様に耐津波設計上の十分な裕度を確保する方針としている。さらに、基準地震動に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としていることを確認した。</p> |

重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価の考え方

| | |
|---------------------------------|--------|
| 1.1 概要 | 1.0-2 |
| 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定 | 1.0-3 |
| 1.3 評価に当たって考慮する事項 | 1.0-3 |
| 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム | 1.0-8 |
| 1.5 有効性評価における解析の条件設定 | 1.0-9 |
| 1.6 解析の実施 | 1.0-13 |
| 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 1.0-14 |
| 1.8 必要な要員及び資源の評価 | 1.0-15 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価の考え方）

1.1 概要

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価の概要は整理されているか。</p> <p>1) 重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価において、措置の有効性を評価する範囲は明確となっているかを確認する。</p> <p>(i) 評価対象とする事故や有効性を評価する範囲を確認する。</p> | <p>(i) 重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価（有効性評価）において、評価対象とする事故及び有効性を評価する範囲について、以下のとおり確認した。</p> <p>有効性評価において、評価対象とする事故は、以下の4つであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 ・ 運転中の原子炉における重大事故 ・ 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故 ・ 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 <p>上記の事故（重大事故等）が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止のために講じている措置（重大事故等対策）が有効であることを示すことを確認した。また、有効性評価においては、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価することを確認した。</p> <p>※ 1.1(1)～(8)は1.2～1.8のサマリが記載されているため、確認は1.2～1.8にて実施する。</p> |

1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-1 (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>1. 評価対象の整理方法は適切か。</p> <p>1) 評価対象の整理方法は有効性評価ガイドに倣ったものであるか。</p> <p>(i) 評価対象の整理方法は PRA の知見を踏まえたものであることを確認する。PRA を用いていない場合は、その手法が適切であるかを確認する。また、有効性評価と技術的能力との関連が整理されているかを確認する。</p> <p>① 事故シーケンスグループ等を選定するに当たって、安全機能としてアクシデントマネジメント策を考慮するかを確認。</p> <p>② 事故シーケンスグループ等の選定で活用する PRA の内容を確認。</p> <p>③ PRA の結果を踏まえ、新たに追加する事故シーケンスグループの有無を確認。</p> <p>④ 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力の関連は整理されているか確認。</p> | <p>(i) 評価対象の整理方法として、本発電用原子炉施設を対象とした PRA の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行うことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（事故シーケンスグループ等）の選定に当たっては、設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化（個別プラントのリスクを適切に把握する観点から、原子炉設置許可取得済の設備の耐震補強や建屋の止水処置等については可能な範囲でモデルへ反映）し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施した PRA の結果（アクシデントマネジメント策を考慮しない、いわゆる「裸の PRA」）を活用することを確認した。</p> <p>② 事故シーケンスグループ等が活用する PRA の内容は、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、レベル 1PRA に加えて、PRA が適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル 1PRA を活用することを確認した。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル 1.5PRA を活用することを確認した。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル 1PRA を活用することを確認した。</p> <p>③ 地震、津波以外の外部事象を対象としたレベル 1PRA や外部事象を対象としたレベル 1.5PRA については、定性的な検討から発生する事故シーケンスを分析した結果、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はないことを確認した。</p> <p>④ 有効性評価における重要事故シーケンス等で講じる対策内容と技術的能力で整備した手順との関連については、第 6.2.1 表にまとめられていることを確認した。</p> <p>※ 1.2.1～1.2.4 の内容は PRA の内容と重複するため PRA の確認事項へ</p> |

1.3 評価に当たって考慮する事項

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---------------|
|-------------|---------------|

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設代替設備と可搬型代替設備）がとられている場合は、各々の対策について有効性を評価する。</p> <p>1. 評価に当たって考慮する事項はなにか。</p> <p>1) 対象とする設備や要員、燃料等の評価方針、評価で考慮する仮定、評価期間は明確となっているか。評価方針や評価期間は有効性評価ガイドに倣ったものであるか。</p> <p>(i) 有効性評価において考慮する措置（技術的能力と設備との関連）や有効性評価の評価方針を確認する。</p> <p>① 有効性評価で考慮する設備や要員、燃料等の評価方針を確認。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」についての解析方針について確認。</p> | <p>(i) 有効性評価において考慮する措置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 有効性評価は、グループ化した事故シーケンスごとに「技術的能力に係る審査基準（技術的能力）」、「設置許可基準規則（設備）」との関係を整理して評価を行うことを確認した。また、「技術的能力」で講じることとしている措置のうち、「設備」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とし、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源等の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行うことを確認した。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行うことを確認した。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策について解析を行うことを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (3) 設計基準事故対処設備の適用条件 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (3) 設計基準事故対処設備の適用条件 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（ii）安全機能の喪失の仮定に対する考え方を確認する。</p> | <p>（ii）安全機能の喪失の仮定に対する考え方について、以下のとおり確認した。</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮することを確認した。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを確認した。</p> |
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する</p> <p>（iii）外部電源に対する仮定及びその考え方が明らかであることを確認する。</p> | <p>（iii）外部電源に対する仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなる（厳しくなる）ような場合は、外部電源がある場合を想定することを確認した。</p> |
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>（iv）重大事故等の想定及びこれを踏まえた重大事故等対処設備の単一故障の仮定について確認する。</p> | <p>（iv）重大事故等の想定及びこれを踏まえた重大事故等対処設備の単一故障の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しないことを確認した。</p> |
| <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 a. 炉心損傷防止対策の実施時間 (a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の</p> | <p>（v）解析で設定する中央制御室や現場での運転員等による操作時間の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 ・ 上記の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、上記の操作から1分後に開始する。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様にに基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>(v) 解析で設定する中央制御室や現場での運転員等による操作時間の仮定について確認する。</p> <p>① 解析で用いる操作条件の考え方が整理されていることを確認。</p> <p>② 運転員等操作は、アクセス性や環境の悪化等を考慮したものとなっているかを確認。</p> | <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 ・ 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 <p>② 運転員等操作は、アクセス性や環境の悪化等を考慮したものとなっているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始することを確認した。なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記①の運転員等操作時間を設定することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>（vi）有効性評価で考慮するプラント状態や解析で評価する期間を確認する。</p> <p>① 評価で考慮するプラント状態の範囲が示されていることを確認。</p> <p>② 「安定状態」、「安定停止状態」の定義を確認するとともに所内単独で対策を講じる期間は有効性評価ガイドに倣っているかを確認</p> | <p>（vi）有効性評価で考慮するプラント状態や解析で評価する期間について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮することを確認した。</p> <p>② 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価することを確認した。具体的な解析で評価する期間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、原子炉が安定停止状態に導かれる時点まで ・ 「運転中の原子炉における重大事故」については、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点まで ・ 「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点まで ・ 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、原子炉が安定状態に導かれる時点まで |

1.4 有効性評価に使用する計算プログラム

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>1. 評価に用いる解析コードは適切か。</p> <p>1) 解析コードの選定に係る考え方は有効性評価ガイドに倣ったものであるか。</p> <p>(i) 評価で用いる解析コードは重要現象がモデル化されていること、不確かさや適用範囲が把握されていることを確認。</p> | <p>(i) 評価で用いる解析コードは重要現象がモデル化されていること、不確かさや適用範囲が把握されていることについて、以下のとおり確認した。</p> <p>有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを用いることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ M-RELAP5 ・ SPARKLE-2 ・ MAAP ・ GOTHIC ・ COCO <p>※ 上記の解析コードの概要、重要現象のモデル化、妥当性確認及び不確かさの把握については、解析コードの内容と重複するため、解析コードの確認事項へ</p> |

1.5 有効性評価における解析の条件設定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析の条件設定は適切か。</p> <p>1) 解析条件の設定は有効性評価ガイドに倣ったものか。</p> <p>(i) 解析条件の設定に係る考え方を確認する。</p> <p>① 解析条件の設定の考え方（保守的な評価か最適評価か）を確認</p> <p>② 解析コードや解析条件の不確かさの影響についての考え方を確認</p> | <p>(i) 解析条件の設定に係る考え方について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とすることを確認した。</p> <p>② 解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、有効性評価の評価項目及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定することを確認した。</p> <p>なお、有効性評価で設定する初期条件、事故条件、機器条件、操作条件の定義は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 初期条件とは、異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態をいう。 ・ 事故条件とは、重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態をいう。 ・ 機器条件とは、重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態をいう。 ・ 操作条件とは、運転員等操作による重大事故等対処設備の操作が可能となる状態をいう。 |
| <p>(ii) 共通解析条件について確認する。</p> <p>① 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> <p>③ 「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> | <p>(ii) 共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><初期条件></p> <p>初期定常運転条件：解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(3,411MWt)に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値（307.1℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いるものとする。また、1次系圧力の初期値として、定格値（15.41MPa[gage]）に正の定常誤差（+0.21MPa）を考慮した値を用いることを確認した。この設定は、評価項目に対する余裕が小さくなる方向に定常誤差を考慮していることとなる。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還の効果小さくするため、減速材温度係数の絶対値が小さめの値を設定することから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力の初期値として定格値を用い</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>④ 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> <p>(3号炉の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> MOX炉心の装荷を考慮しているかを確認。 | <p>ることを確認した。</p> <p><u>1次冷却材流量</u>：1次冷却材全流量は熱設計流量を用いることを確認した。</p> <p><u>炉心及び燃料体</u>：</p> <p>（炉心崩壊熱）崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、原子炉圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いることを確認した。</p> <p>（炉心バイパス流量）熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は、設計値として5.5%を用いることを確認した。</p> <p>（核的パラメータ）即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を考慮して評価項目に対して厳しくなるよう設定する。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における炉心動特性解析には三次元手法を用いる。このため、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の絶対値が小さめの値となるように解析用の炉心条件を設定する。また、ドップラ反応度帰還効果はウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮することを確認した。</p> <p><u>加圧器</u>：加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量に基づき、60%体積とすることを確認した。</p> <p><u>蒸気発生器</u>：蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮し、2次側水位は設計値として44%（狭域スパン）を、蒸気発生器保有水量は1基当たり50tonを用いることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器</u>：</p> <p>（自由体積）原子炉格納容器の自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さめの値として72,900m³を用いることを確認した。</p> <p>（ヒートシンク）原子炉格納容器ヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いることを確認した。</p> <p>（初期温度及び圧力）原子炉格納容器の初期圧力及び温度は9.8kPa[gage]、49℃を用いることを確認した。</p> <p><u>主要機器の形状</u>：原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は、設計値を用いることを確認した。</p> <p><事故条件></p> <p><u>原子炉冷却材喪失時の破断位置</u>：1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とすることを確認した。なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の速さの観点も踏まえて低温側とすることを確認した。</p> <p><重大事故等対策に関連する機器条件></p> <p><u>炉心及び燃料体</u>：原子炉自動停止時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第1.2.1図に示すものを用い、制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とすることを確認した。</p> <p><u>安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間</u>：</p> <p>（原子炉トリップ限界値及び応答時間）原子炉トリップ及び応答時間として、以下の設定とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 過大温度ΔT高は1次冷却材温度の関数とし、応答時間は6.0秒とする 原子炉圧力低の設定圧力は12.73MPa[gage]とし、応答時間は2.0秒とする 1次冷却材ポンプ回転数低は定格回転数に対して92.6%とし、応答時間は0.6秒とすることを確認した。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|
| | <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位低は蒸気発生器狭域水位 11%とし、応答時間は 2.0 秒とすることを確認した。 (ECCS 作動限界値及び応答時間) ECCS 作動限界値及び応答時間は以下の設定を用いることを確認した。 ・ 原子炉圧力低の応答時間は、12.04MPa [gage] とし、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器除熱機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」の場合は 0 秒、その他の事故シーケンスグループでは 2.0 秒とする <p>原子炉制御設備：原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1 次系及び 2 次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1 次冷却材の 2 次系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとすることを確認した。</p> <p>1 次系及び 2 次系の主要弁：加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の設定値については以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器逃がし弁容量は 1 個当たり 95t/h とする ・ 加圧器安全弁容量は、1 個当たり 190t/h とする ・ 主蒸気逃がし弁容量は、1 ループ当たりの定格主蒸気流量の 10%とする ・ 主蒸気安全弁容量は、1 ループ当たりの定格主蒸気流量の 100%とする <p>1 次冷却材ポンプ：1 次冷却材ポンプの回転数等の仕様に関する条件は設計値を用いることを確認した。</p> <p>格納容器再循環ユニット：使用台数は 2 基とし、設計値より小さい除熱特性として 1 基当たり除熱特性 (100℃～168℃、約 4.1MW～約 11.2MW) で原子炉格納容器内を除熱することを確認した。</p> <p>燃料取替用水ピット：保有水量は 1,860m³とすることを確認した。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><初期条件></p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」と同様であるが、格納容器破損モード「水素燃焼」については、以下の条件を適用することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いる ・ 原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa[gage]を用いる <p><事故条件></p> <p>原子炉冷却材喪失時の破断位置：1 次冷却材配管の破断による LOCA を想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS 注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とすることを確認した。</p> <p><重大事故等対策に関連する機器条件></p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」と同様であることを確認した。</p> <p>③ 「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><初期条件></p> <p>使用済燃料ピット崩壊熱：原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピット崩壊熱は 11.674MW を用いることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p><u>事象発生前使用済燃料ピット水温</u>：使用済燃料ピット水温の標準的な水温として、40℃を用いることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピットに隣接するピットの状態</u>：燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して評価しており、燃料を取り出す際にはAエリア、Bエリア、燃料取替用チャンネル及び燃料検査ピットの間には設置されているゲートを取り外すことから、Aエリア、Bエリア、燃料取替用チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、100℃までの温度条件が厳しくなるようにAエリアのみの水量を考慮することを確認した。</p> <p><u>主要機器の形状</u>：使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いることを確認した。</p> <p><重大事故等対策に関連する機器条件></p> <p><u>放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位</u>：使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位として、燃料頂部から、約4.38m（通常運転水位（NWL）約-3.19m）とすることを確認した。</p> <p>④「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><事故条件></p> <p><u>炉心崩壊熱</u>：崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いることを確認した。</p> <p><u>原子炉停止後の時間</u>：燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とすることを確認した。</p> <p><u>1次系圧力</u>：ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから、1次系圧力の初期値は大気圧とすることを確認した。</p> <p><u>1次冷却材高温側温度</u>：ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とすることを確認した。</p> <p><u>1次冷却材水位</u>：プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを20cm上回る高さとすることを確認した。</p> <p><u>1次系開口部</u>：ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外されているものとする。</p> <p><u>主要機器の形状</u>：原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いることを確認した。</p> |

1.6 解析の実施

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 解析の実施方針は適切か。</p> <p>1) 解析対象とするパラメータや結果の示し方を確認する。</p> <p>(i) 解析対象とするパラメータ、結果を明示するパラメータについて確認。</p> | <p>(i) 解析対象とするパラメータ、結果を明示するパラメータについて、以下のとおり確認した。</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示することを確認した。なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではないことを確認した。</p> |

1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は適切か。</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は有効性評価ガイドに倣ったものかを確認する。</p> <p>(i) 不確かさの影響評価方針について確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲について確認。</p> <p>② どのような場合にどのような内容の不確かさの影響評価を実施するのかを確認。</p> <p>③ 解析コードの不確かさの影響評価内容を確認。</p> <p>④ 解析条件の不確かさの影響評価内容を確認。</p> | <p>(i) 不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとするを確認した。</p> <p>② 不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うことを確認した。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認し、事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する方針であることを確認した。</p> <p>③ 解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における重要現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認することを確認した。</p> <p>④ 解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認することを確認した。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認することを確認した。</p> |

1.8 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 必要な要員及び資源の評価方針は適切か。</p> <p>1) 必要な要員及び資源の評価方針は有効性評価ガイドに倣ったものか確認する。</p> <p>（i）評価で想定するプラント状態や時間帯、判定基準を確認する。</p> <p>① 想定するプラント状態、時間帯は要員の観点で最も厳しいものかを確認。</p> <p>② 必要な要員の判定基準を確認。</p> <p>③ 必要な資源等の判定基準を確認。</p> | <p>（i）評価で想定するプラント状態や時間帯、判定基準は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定した最も厳しい状態とし、時間帯は時間外、休日（夜間）を想定することを確認した。</p> <p>② 「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備している体制にて対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることをもって、必要な要員の評価を行うことを確認した。</p> <p>③ 想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることをもって、必要な資源等の評価を行うことを確認した。</p> |

2 次冷却系からの除熱機能喪失

| | |
|-------------------------------------|---------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 | 2. 1-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 2. 1-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 | 2. 1-3 |
| (3) 炉心損傷防止対策 | 2. 1-4 |
| 2. 炉心損傷防止対策の有効性評価 | 2. 1-11 |
| (1) 有効性評価の方法 | 2. 1-11 |
| (2) 有効性評価の条件 | 2. 1-13 |
| (3) 有効性評価の結果 | 2. 1-17 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 2. 1-20 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 2. 1-22 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 2. 1-23 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 2. 1-23 |
| b. 操作条件 | 2. 1-25 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 2. 1-26 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 2. 1-27 |
| 5. 結論 | 2. 1-29 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (炉心損傷防止対策の有効性評価：2次冷却系からの除熱機能喪失)

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における事故シーケンスは、以下の8ケースであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・小破断 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離に失敗する事故 ・蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 <p>(参考)</p> <p>大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 まとめ資料</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 第1.2.2表 重要事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) ② 添付資料十 第6.2.2表 重要事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) ③ (付録1) I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について <ol style="list-style-type: none"> 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果 <p>(付録1 抜粋)</p> <p>(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>① 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・小破断 LOCA + 補助給水失敗 ・主給水流量喪失 + 補助給水失敗 ・過渡事象 + 補助給水失敗 ・手動停止 + 補助給水失敗 ・外部電源喪失 + 補助給水失敗 ・2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 ・2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 ・蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗 |

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を踏まえた対策を明確に示しているかを確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧状態となり、加圧器安全弁等からの冷却材漏えいが継続し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、「原子炉の出力運転中に主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る」ものであり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、<u>早期に1次冷却系を強制的に減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある</u>としていることを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、1次冷却系を強制的に減圧する機能、炉心注水を行う機能であり、具体的な初期の対策として、1次冷却系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行う対策(1次冷却系のフィードアンドブリード)により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。</p> |

(3) 炉心損傷防止対策

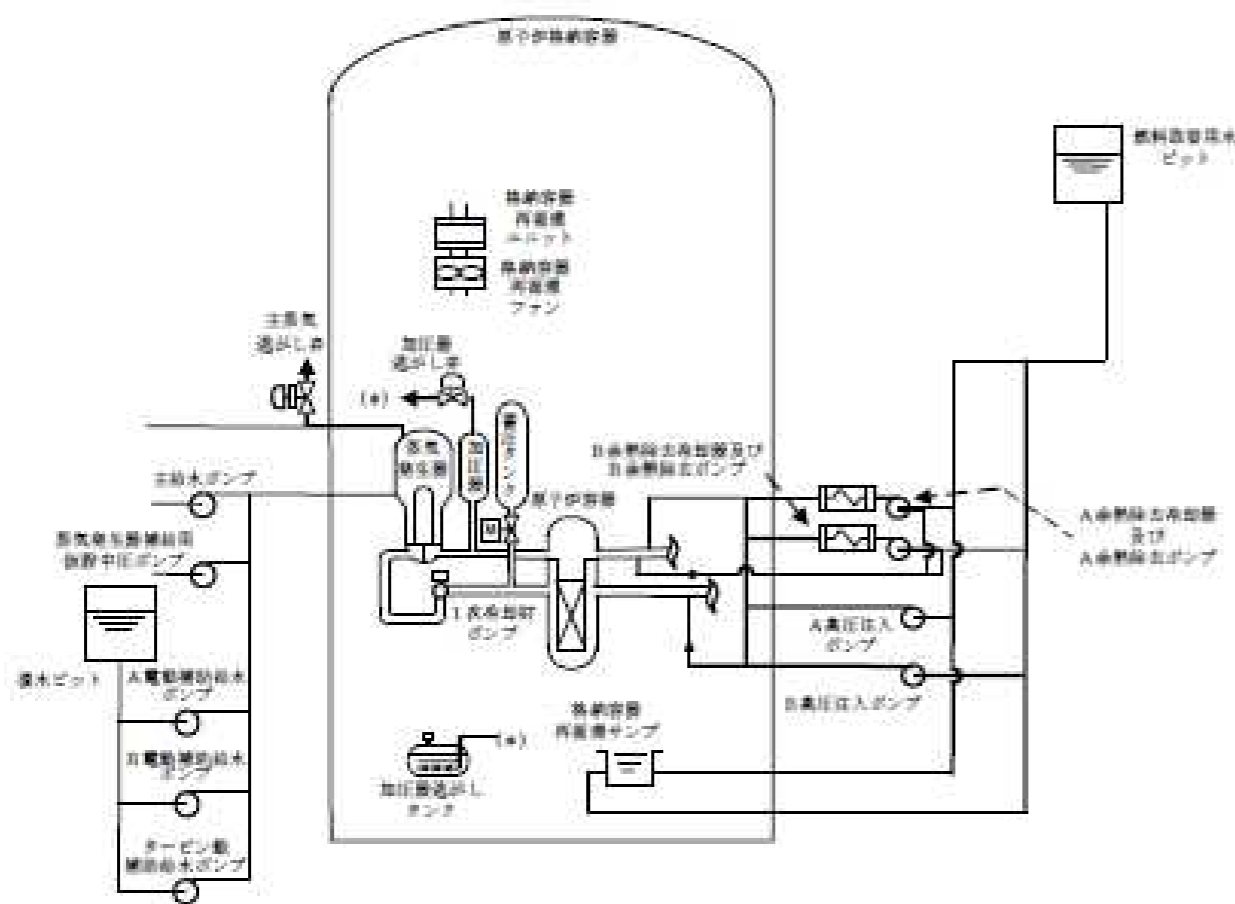
| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、補助給水系の機能喪失（2次冷却系からの除熱機能喪失）を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.1.1表「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、蒸気発生器水位（狭域）、蒸気発生器水位（広域）、蒸気発生器補助給水流量等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧と高圧注入ポンプによる炉心注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリードを実施する。このため、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水ピット等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の対策である1次冷却系のフィードアンドブリードに係る手順については、「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水ピット等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.1.1表「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、1次冷却系のフィードアンドブリードにより、1次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である余熱除去系による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.1.1表「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、余熱除去系による炉心の冷却を実施することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却については、格納容器循環冷暖房ユニット、格納容器循環ファンにより継続的に実施することとし、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合には、格納容器スプレイ設備により原子炉格納容器内雰囲気冷却・減圧することにより、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.1.8）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「1次冷却材圧力及び温度の安定又は低下傾向」である状態としていることが示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 1次系のフィードアンドブリードに係る計装設備を確認。 ② 余熱除去系による炉心の冷却・除熱に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.1.1表「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 1次冷却系のフィードアンドブリードに係る計装設備として、一次冷却材圧力、加圧器水位、高圧注入流量等が挙げられていることを確認した。 ② 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側広域温度(広域)、余熱除去流量等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 余熱除去系を用いた炉心冷却・除熱への移行条件を確認。 ② 蒸気発生器を用いた炉心冷却・除熱への移行条件を確認 (有効性評価上は期待していない)</p> | <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 一次冷却材圧力計指示2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側(広域)計指示177℃以下となり余熱除去系が使用可能となれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。 ② 有効性評価上は期待していないが、蒸気発生器からの除熱機能の回復条件として、「いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位(狭域)計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の除熱機能が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。」ことも示されていることを確認した。</p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプの機能回復操作 ・ タービン動補助給水ポンプの機能回復操作 ・ 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作 ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水準備 <p>技術的能力「1.2.2.1.(2)b「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水」について」において、要員数や操作時間等が示されている。</p> <p>② 「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、2次冷却系からの除熱機能の回復(注水)として、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水、タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復等が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。 ③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合していることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備(常設、可搬、計装)については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.1.1表「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p> |

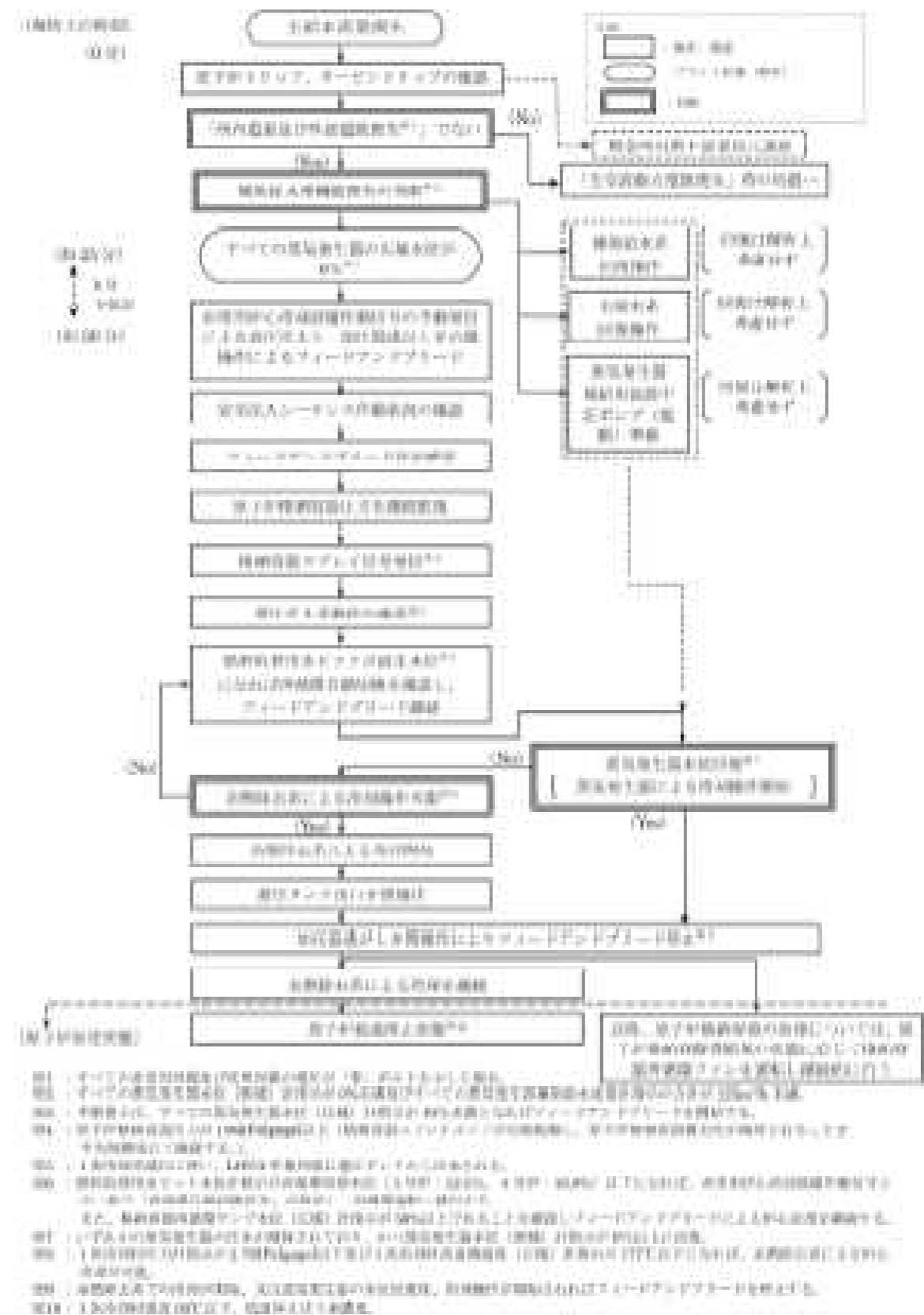
| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3 第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、炉心冷却、蒸気発生器代替給水手段、給水源、その他、蒸気発生器代替蒸気放出の各項目において、米国・欧州での対策との比較を行っており、大飯3号炉及び4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>(i) 1次冷却系のフィードアンドブリードに係る設備として燃料取替用水ピット、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器逃がしタンク及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図(第7.1.1.1図)に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連する余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図(第7.1.1.1図)に示されていることを確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要(フロー)について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.1.1.3図「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要(「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断基準、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等(手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないものを含む)について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に係る判断基準・確認項目等 <u>補助給水系機能喪失の判断</u>: 全ての蒸気発生器水位(狭域)計指示が0%未満及びすべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が125m³/h未満 <u>1次系のフィードアンドブリード開始判断</u>: 全ての蒸気発生器水位(広域)計指示が10%未満 <u>再循環運転切替</u>: 燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位の3号炉12.5%、4号炉16.0%以下及び格納容器サンプ水位(広域)計指示が56%以上 <u>蒸気発生器除熱機能回復判断</u>: いずれかの蒸気発生器への注水が確保されており、かつ蒸気発生器水位(狭域)計指示が0%以上に回復 <u>余熱除去系による炉心冷却</u>: 1次冷却材圧力計指示2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度(広域)計指示が177℃以下 <u>フィードアンドブリード停止</u>: 余熱除去系により炉心が冷却されており、安全注入停止条件が成立していることが確認できれば、加圧器逃がし弁の閉止及び充てん/高圧注入ポンプの停止により、フィードアンドブリードを停止する。 補足説明資料(添付資料2.1.8 安定停止状態について)において、原子炉安定停止状態について、余熱除去系により炉心冷却が開始可能な時間が示されている。</p> |
| <p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性(時間余裕等)を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートにおいて、具体的な作業項目、事象進展と経過時間、必要な要員について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、電動補助給水ポンプの機能回復操作やタービン動補助給水ポンプの機能回復操作、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。(第7.1.1.4図)</p> <p>④ 本事故シーケンスグループの対応は主に中央制御室における対応であり、異なる作業を連続して行うことはない。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(添付資料十：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> |

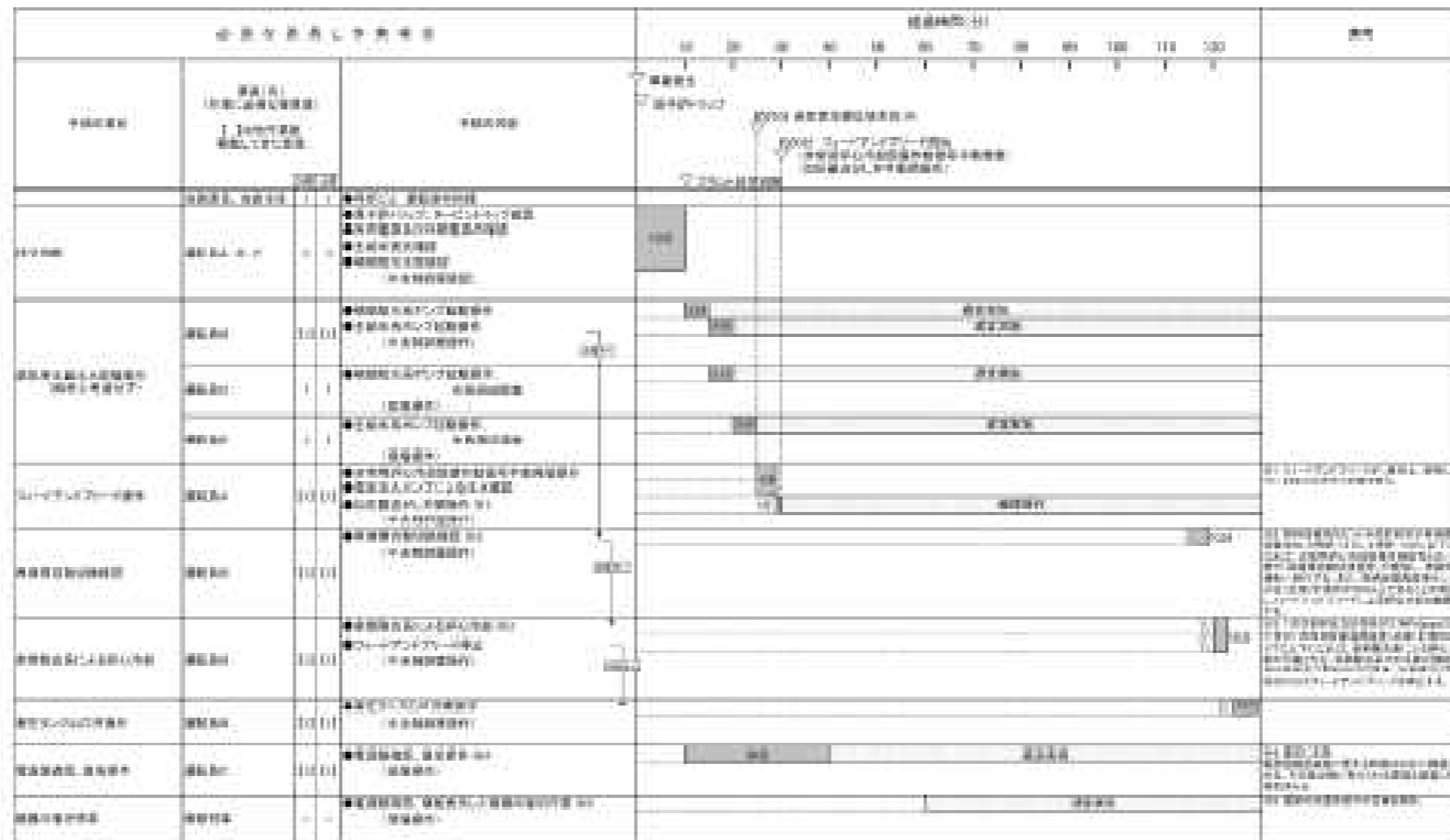
| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|----------------|
| | |



第 7.1.1.1 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.1.1.3 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)



第 7.1.1.4 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失+補助給水失敗)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策(例えば、常設設備と可搬型設備)がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。(例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。)</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス(以下「重要事故シーケンス」という。)を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと一致していることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、1次冷却系のフィードアンドブリード開始までの余裕時間が短いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、主給水系及び補助給水系が喪失しているため、大きな容量を必要とすることなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定することを確認した。重要事故シーケンスの設定にあたっては、有効性評価ガイド2.2.3の着眼点を踏まえ、1次冷却材の温度及び圧力上昇が速く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短く、かつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達及び蒸気発生器2次側保有水量の変化やドライアウト等を取り扱うことができる M-RELAP5 (※) を用いることを確認した。M-RELAP5 の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>補足説明資料 (添付資料 2.1.9 フィードアンドブリードにおける高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について) において、高温側配管と加圧器サージ管の流動の解析上の取り扱いについて示されている。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の持つ不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>a. 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。) の発生後、2次冷却系からの除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件 (「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。) の発生を想定する。</p> <p>ii. 補助給水系及び主蒸気逃がし弁又は安全弁による2次冷却系からの除熱機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 小破断 LOCA の破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 蒸気発生器を用いた代替の崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 加圧器逃がし弁と高圧注入系によるフィードアンドブリード</p> | |
| <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、冷却材ポンプ (以下「RCP」という。) の運転継続による蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達の促進により蒸気発生器ドライアウト到達時間が短くなり、炉心崩壊熱が高い状態で1次冷却系のフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却の観点では厳しい設定となることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条</p> | <p>(ii) 起因事象及び安全機能喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、主給水流量の喪失が発生し、安全機能の喪失に対する仮定は補助給水系の機能喪失であり、PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系圧力・温度の初期値とその理由を確認 ・ 蒸気発生器初期保有水量の設定値とその理由を確認 | <p>② 「第7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件 (主給水流量喪失+補助給水失敗)」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱、1次冷却材圧力/平均温度、安全機能の喪失に対する仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。 b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性 (原子炉の圧力、温度及び水位等) が示された場合には、その機能を期待できる。 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。 <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 炉心損傷防止対策の実施時間 <ul style="list-style-type: none"> (a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。 (b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況 (経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量) を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 (c) 現場での操作時間については、操作現場の状況 (現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量) を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。 | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップの設定値とその理由を確認。 高圧注入ポンプの使用台数、評価で用いる注入特性とその理由を確認。 加圧器逃がし弁の使用個数、1個あたりの容量を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(i) 機器条件として、<u>1次冷却系のフィードアンドブリードにおける炉心注水流量は、高圧注入ポンプ2台使用時の最小注入特性とする。また、1次冷却材の放出には、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個あたりの容量は設計値とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失+補助給水失敗）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>原子炉トリップ信号</u>：蒸気発生器水位低（狭域水位11%、応答時間2.0秒）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定するとともに、検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値としている。</p> <p><u>高圧注入ポンプ</u>：2台を使用するものとし、炉心冷却を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0～約280m³/h、0～約13.5MPa[gage]）を用いる。</p> <p><u>加圧器逃がし弁</u>：2個を使用するものとし、1個あたりの容量は、設計値である約95t/hとする。</p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している主給水系及び安全機能の喪失を仮定している補助給水系について、重大事故等対策に関連する機器条件として設定されていないことから、復旧を期待せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>④ 1次系のフィードアンドブリードを開始する蒸気発生器水位が、技術的能力1.2と有効性評価とで異なる場合は、その理由を確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、1次冷却系のフィードアンドブリードは中央制御室での対応であり、現場操作はない。 電動、タービン動補助給水ポンプ回復操作：有効性評価上は期待しない操作のため、適宜実施としているが、「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、タービン動補助給水ポンプ回復操作 (現場手動操作) については、運転員4名で作業を実施し、機能回復まで約45分、電動補助給水ポンプ回復操作については、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、<u>運転員1名で通常の運転操作により対応することを確認した。</u></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、1次冷却系のフィードアンドブリードの開始時間は、蒸気発生器広域水位計指示値0%到達から5分後とすることを確認した。具体的には、1次冷却系のフィードアンドブリードは蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとし、蒸気発生器ドライアウトから5分後に1次冷却系のフィードアンドブリードを開始すること (「第7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件 (主給水流量喪失+補助給水失敗)」を確認した。操作余裕時間の評価については、「7.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 1次冷却系のフィードアンドブリードは、解析上は蒸気発生器がドライアウト後5分で実施する条件であるが、運用上は計器誤差等を考慮して、蒸気発生器広域水位10%到達にて蒸気発生器ドライアウトと判断し、1次冷却系のフィードアンドブリードを開始する手順であることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料2.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について」において、蒸気発生器水位の計測値は、計器誤差等を考慮した場合には最大で約9%のズレが生じる可能性があることが示されている。</p> <p>④ 該当なし。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> | |
| <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメ</p> | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.1.1.15図より、主給水流量喪失、補助給水の喪失により、蒸気発生器水位が低下しドライアウトしていることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.1.11図、第7.1.1.12図により高圧注入系流量を確認できること、加圧器逃がし弁流量を確認できることから、1次冷却系のフィードアンドブリードに関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>一々の挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確かめるパラメータを確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器逃がし弁・安全弁流量 ・ 高圧注入流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器内水位 ・ 加圧器水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 ・ 1次系圧力 <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること | <p>④ 第7.1.1.9図、第7.1.1.10図より1次冷却系のフィードアンドブリードにより、原子炉容器内水位はTAF以上を維持すること、高圧注入流量の増加に伴い1次冷却系保有水量は回復傾向にあること、第7.1.1.13図より燃料被覆管温度の上昇は抑えられていることを確認した。また、加圧器水位や1次冷却材圧力・温度等の挙動については、1次冷却系のフィードアンドブリードによる1次冷却材の減圧沸騰や1次冷却材圧力に応じた高圧注入流量の増減、加圧器逃がし弁からの1次冷却材の放出形態等の関係を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料2.1.5「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について」において、1次冷却材圧力やボイド率の推移、概略図を用いた1次冷却系の挙動について示されている。</p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料被覆管温度 (酸化量)</p> <p>② 1次系の圧力損失を考慮した1次系圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧状態となるが、1次冷却系のフィードアンドブリードにより、燃料被覆管最高温度 (以下「PCT」という。)は約390℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.8MPa[gage]に抑えられる。また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の蒸気が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料被覆管温度は、1次冷却系のフィードアンドブリードによって炉心は冠水状態にあることから初期値 (約390℃) 以下にとどまり、評価期間を通じて1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならないことを確認した。</p> <p>② 1次冷却材圧力は、2次冷却系からの除熱機能の喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、1次冷却系のフィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.8MPa[gage]にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍 (20.59MPa[gage]) を下回っていることを確認した。</p> <p>③ 1次冷却系のフィードアンドブリードにより、加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが破損し、1次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイ設備により抑制できることを確認した。(本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果 (1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析評価) で包絡されることが示されている)</p> |
| <p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、第7.1.1.10図、第7.1.1.13図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である1次冷却系のフィードアンドブリードにより、評価期間を通じて炉心は冠水状態を維持していること、燃料被覆管の温度は低く抑えられていることから、炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.1.5図及び第7.1.1.14図より、事象発生後1時間後においても1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約3.7時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することで事象発生約11.8時間後に低温停止状態になり、その後、安定停止状態に到達することを確認した。また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより、加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが破損し、1次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。(本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器内圧力上昇の観点からより厳しいDBA解析の結果で包絡できることを示している。)</p> <p>補足説明資料 (添付資料2.1.8 安定停止状態について) において、余熱除去系が使用可能となる条件を満たすのは約3.7時間後であることが示されている。なお、添付資料2.1.8において、原子炉の安定停止状態が定義され、余熱除去が使用可能となる時間、余熱除去系のウォーミング及び冷却時間を考慮して、事象発生約11.8時間後に原子炉は安定停止状態となることも示されている。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

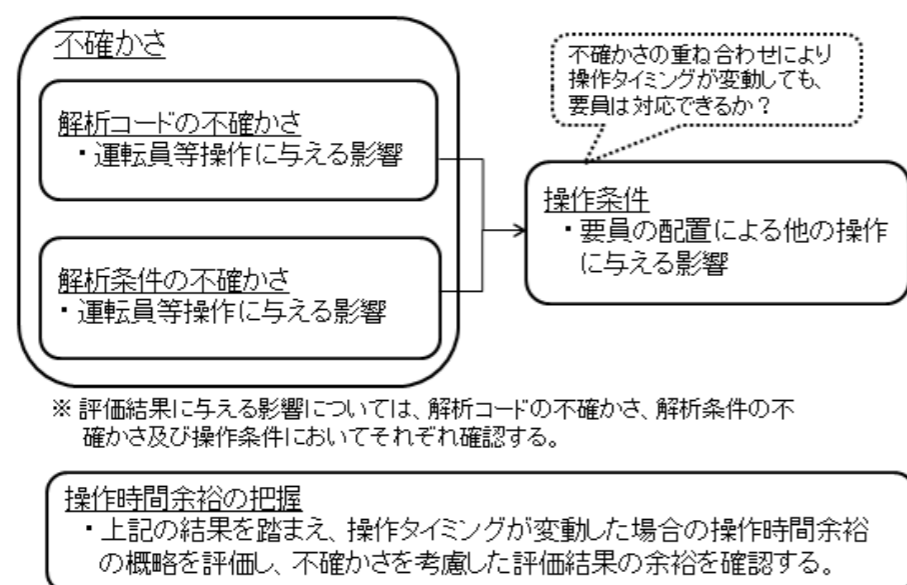
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2)a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2)b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

操作時間余裕の把握

- 上記の結果を踏まえ、操作タイミングが変動した場合の操作時間余裕の概略を評価し、不確かさを考慮した評価結果の余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析の条件設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| | <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> |
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器ドライアウトを起点に操作を開始する1次冷却系のフィードアンドブリードであることを確認した。本操作は蒸気発生器ドライアウト時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける(遅くなる/早くなる)。</p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランクH、ランクMに該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 試験 解析の結果から、炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルの不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価することを確認した。 ・ ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルの不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m低く評価することを確認した。 ・ LOFT L6-1 及び L9-3 試験解析等の結果から、加圧器における気液熱非平衡、水位変化に係る2流体モデル及び冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルの不確かさとして、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPaを持つことを確認した。 ・ M-RELAP5 コードの高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としていることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさを考慮し、厳しめに設定した場合には、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器水位を起点に操作を開始する1次冷却系のフィードアンドブリードの開始が早くなることを確認した。なお、他の不確かさは、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、M-RELAP5 を用いて1次冷却系のフィードアンドブリードについて解析した場合、試験データと比較して1次冷却材圧力を数百kPa程度、温度を数℃程度低く評価する傾向がある。このため、1次冷却系の減温・減圧後の1次冷却材圧力は解析結果よりも数百kPa程度高くなる可能性があるが、この影響に対する高圧注入ポンプによる炉心注水流量の減少量はわずかであることから、解析結果に与える影響は小さいことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 試験解析の結果から、炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルの不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p> | <p>40%小さく評価することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルの不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m低く評価することを確認した。 ・ LOFT L6-1 及び L9-3 試験解析等の結果から、加圧器における気液熱非平衡、水位変化に係る2流体モデル及び冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルの不確かさとして、1次冷却材温度について±2℃、1次冷却材圧力について±0.2MPaを持つことを確認した。 ・ M-RELAP5 コードの高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としていることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトの不確かさは、評価項目となるパラメータに影響を与えるものの、影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱（並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量）について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の事象進展は解析結果よりも遅くなる（1次冷却材圧力及び温度の上昇並びに蒸気発生器水位の低下は緩やかとなる）。このため、実際の1次系のフィードアンドブリード開始タイミングは解析結果よりも遅くなる可能性があることを確認した。</p> <p>② 該当なし</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>間に与える影響 (操作開始が遅くなる/早くなる)を確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始への感度を確認。</p> <p>② 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始への感度を確認。</p> | |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値 (標準値 (代表プラントの値) 等) を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響 (余裕が大きくなる/小さくなる)を確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>② 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>③ 有効性評価ガイドにおいては、重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しないものの、炉心への注水流量の観点から、高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> | <p>(i) 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響について解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な (大きめの) 値を設定しているため、蒸気発生器の水位低下が速めに解析されている。このため、蒸気発生器の水位を起点とした1次冷却系のフィードアンドブリード操作を必要とするタイミングが遅くなる可能性があり、この影響を確認するために操作開始時間を5分遅らせた感度解析を実施した。結果として、一時的に炉心が露出し、炉心露出時のPCTは約880℃となるが、炉心の再冠水によって燃料被覆管の温度は低下し、炉心の冷却には十分な余裕があることから、解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。なお、操作開始時刻を遅らせた感度解析の確認結果は、「7.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」にて確認している。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の事象進展は解析結果よりも遅くなる (1次冷却材圧力及び温度の上昇並びに蒸気発生器水位の低下は緩やかとなる)。このため、実際には加圧器逃がし弁からの放出量は少なく、高圧注入ポンプによる炉心注入量は多く、1次冷却材の蒸散率は小さくなるため、1次系保有水の低下は抑制される。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 本パラメータ (蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について評価項目となるパラメータ) については、感度評価は実施していない。</p> <p>③ 炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施した。その結果、高圧注入ポンプ1台の場合にはサブクール度が小さくなることで1次冷却材が減圧沸騰しやすくなるため、1次冷却材圧力は高く推移し、高圧注入ポンプによる高圧注入流量が一時的に停止し炉心が一時的に露出するが、高圧注入流量の回復に伴って再冠水する。これにより、燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移することから、評価項目となるパラメータに対する与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料 (添付資料 2.1.11 「解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (2次冷却系からの除熱機能喪失)」において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示してある。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間(タイムチャート)を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、1次冷却系のフィードアンドブリード操作を必要とするタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性があるが、この操作は、中央制御室で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、蒸気発生器水位が低下しドライアウトした時点で1次冷却系のフィードアンドブリードを実施するが、この操作は、中央制御室の運転員1名(事象発生より継続的に蒸気発生器水位を監視)による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 1次冷却系のフィードアンドブリード操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 1次冷却系のフィードアンドブリード操作は中央制御室での作業であり、現場における作業は無い。また、各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> | <p>1) 「(1)解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」にあるとおり、解析コードの不確かさとして、加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る2流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウトに係る2流体モデルの不確かさにより1次冷却材圧力・温度が高めに評価する場合はフィードアンドブリード操作の開始タイミングが早くなる可能性がある。このため、蒸気発生器ドライアウトから2分後(ベースケースはドライアウト5分後)とした場合の感度解析を実施した。その結果、操作タイミングを早くした場合には、ベースケースよりもサブクール度が大きい段階で(1次冷却材温度が低い段階で)1次冷却系のフィードアンドブリードを開始することにより、減圧沸騰が生じるまでの減圧幅が大きくなり、1次冷却材圧力はベースケースよりも低く推移するため、高圧注入ポンプによる炉心注入量が多くなる。これにより1次系保有水量の減少が抑えられることから評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなることを確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 1次系のフィードアンドブリードの開始時間余裕を確認。</p> | <p>(i) 1次冷却系のフィードアンドブリードの操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 蒸気発生器ドライアウトの判定遅れあるいは運転員の操作の遅延を考慮した場合の操作時間余裕を把握するため、蒸気発生器ドライアウトから10分後に操作を開始した場合の感度解析を行った。その結果、操作タイミングを遅くした場合には、ベースケースよりもサブクール度が小さい段階で(1次冷却材温度が高い段階で)1次冷却系のフィードアンドブリードを開始することにより、減圧沸騰が生じるまでの減圧幅が小さくなり、1次冷却材圧力はベースケースよりも高く推移するため、高圧注入流量が少なくなる。これにより原子炉容器内水位は低下一時的に炉心上部が露出することで燃料被覆管温度が上昇するが、燃料被覆管温度が約880℃に到達した後に炉心の再冠水によって低下することから、蒸気発生器ドライアウトから操作時間余裕として約10分は確保できることを確認した。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> | <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて18名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉及び2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1号炉及び2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉のSFPへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | |
| <p>(ii) 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>本重要事故シーケンスにおいては、外部電源喪失を仮定していない。なお、電源の必要量については、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 再循環切替により炉心注水を継続 (燃料取替用水タンクへの水補給は行わない) | <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である1次冷却系のフィードアンドブリードの水源は燃料取替用水ピットであり、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達した以降は格納容器再循環サンプを水源として炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせずに安定停止状態まで移行できることを確認した。</p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車(緊急時対策所用)の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、発電所内の燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である</u>ことを確認した。水源の充足性については上記(iii)で確認している。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ~4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している1次冷却系のフィードアンドブリード及び余熱除去系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」において1次冷却系のフィードアンドブリードを行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（主給水系、補助給水系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

全交流動力電源喪失

| | |
|-------------------------------------|---------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 | 2. 2-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 2. 2-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 | 2. 2-3 |
| (3) 炉心損傷防止対策 | 2. 2-4 |
| 2. 炉心損傷防止対策の有効性評価 | 2. 2-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 2. 2-8 |
| (2) 有効性評価の条件 | 2. 2-10 |
| (3) 有効性評価の結果 | 2. 2-14 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 2. 2-17 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 2. 2-18 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 2. 2-19 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 2. 2-19 |
| b. 操作条件 | 2. 2-21 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 2. 2-22 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 2. 2-23 |
| 5. 結論 | 2. 2-25 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (炉心損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失)

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> |

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>交流動力電源を必要とする ECCS による炉心注水ができず、さらに RCP シール LOCA 等により 1 次冷却系の保有水量が継続的に減少し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に減温・減圧することにより 1 次冷却系を減温・減圧するとともに、代替交流動力電源を確保して代替炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある</u>ことを確認した。</p> |

(3) 炉心損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 事象判別の手順と必要な設備について、以下の内容を確認した。</p> <p><添付十：第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について></p> |
| <p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、2次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水ピット等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な手順については、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について></p> <p><添付十追補1：1.2 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十追補1：1.3 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等></p> <p><添付十追補1：1.4 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><補足説明資料：添付資料2.2.11 1次冷却材ポンプシール部からの漏えい率の想定について></p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態 (低温停止状態*) へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、RCPシールLOCAが発生する場合は、原子炉補機冷却システムによる冷却の代わりとして大容量ポンプによるB高圧注入ポンプ (海水冷却) への海水通水後、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水ピット水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、格納容器再循環サンプを水源としたB高圧注入ポンプ (海水冷却) を用いた再循環 (以下「高圧代替再循環」という。) による炉心冷却に移行する。このため、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ、B高圧注入ポンプ (海水冷却) 等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、大容量ポンプによるA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水により格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。RCPシールLOCAが発生しない場合は、2次系強制冷却による炉心冷却を継続し、交流動力電源が回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行う。また、長期的な水源の確保の観点から、送水車、送水車運転用の燃料を備蓄する軽油ドラム缶 (以下「軽油ドラム缶」という。) 等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。ことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.2.1(3)n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転></p> <p><添付十：7.1.2.1(3)o. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の継続></p> <p><添付十：第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について></p> <p><添付十追補1：1.4 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| | <p><添付十追補1：1.7 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等> ② <添付十：7.1.2.1(3)n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転> <補足説明資料：添付資料2.2.18 安定停止状態について①> <補足説明資料：添付資料2.2.19 安定停止状態について②></p> |
| <p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (全交流動力電源喪失の場合) ① 蒸気発生器での冷却に係る計装設備を確認。 ② 代替炉心注入による炉心の冷却に係る計装設備を確認。 ③ 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) <添付十：第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について>により、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (全交流動力電源喪失の場合) ① 高圧再循環への切替条件を確認。</p> | <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件を以下により確認した。 ① <添付十：7.1.2.1(3)n. 格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転> <添付十：7.1.2.1(3)o. 蒸気発生器2次側による炉心冷却の継続> <添付十：第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について></p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。 ① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を以下により確認した。 ① <添付十：7.1.2.1(3)j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動> <添付十：7.1.2.1(3)c. 早期の電源回復不能判断及び対応> <添付十：7.1.2.1(3)p. 原子炉補記冷却水系の復旧作業> ② <添付十：7.1.2.1(3)j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動> <添付十：7.1.2.1(3)c. 早期の電源回復不能判断及び対応> <添付十：7.1.2.1(3)p. 原子炉補記冷却水系の復旧作業> <添付十追補1：1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等> <添付十追補1：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等> <添付十追補1：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等> <添付十追補1：1.15 事故時の計装に関する手順等> ③ <添付十：7.1.2.1(3)j. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動> <添付十：7.1.2.1(3)c. 早期の電源回復不能判断及び対応> <添付十：7.1.2.1(3)p. 原子炉補記冷却水系の復旧作業></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) <添付十：第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈) 第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>2) <添付十追補2：I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙表3第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較>により、大飯3/4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>(i) <添付十：第7.1.2.1図「全交流動力電源喪失」の重大事故対策の概略系統図>に明示されていることを確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下により確認した。 <添付十：第7.1.2.2図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）> <添付十：第7.1.2.3図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」の事象進展）> <添付十：第7.1.2.4図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「外部電源喪失＋非常用所内交流電源が喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展）></p> |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下により明確にされていることを確認した。 <添付十：第7.1.2.3図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>+RCP シール LOCA」の事象進展) > <添付十: 第 7.1.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (「外部電源喪失+非常用所内交流電源が喪失+原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展) ></p> |
| <p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性(時間余裕等)を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、整理されていることを以下により確認した。</p> <p>① <添付十: 第 7.1.2.5 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA) > <添付十: 第 7.1.2.6 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失 A) ></p> <p>② <添付十: 7.1.2.1(3) 炉心損傷対策> <添付十: 第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について> <添付十追補 1: 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等> <添付十追補 1: 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等> <添付十追補 1: 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等> <添付十追補 1: 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等> <添付十追補 1: 1.7 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等> <添付十追補 1: 1.10 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順等> <添付十追補 1: 1.15 事故時の計装に関する手順等></p> <p>③ <添付十: 第 7.1.2.5 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA) > <添付十: 第 7.1.2.6 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失 A) ></p> <p>④ <添付十: 第 7.1.2.5 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA) > <添付十: 第 7.1.2.6 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失 A) ></p> <p>⑤ <添付十: 6.3.5 運転員等操作時間に対する仮定></p> |

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、その理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されているかを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1)評価方法>及び<添付十追補 2.：I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 1.3.2(b)全交流動力電源喪失>に選定の考え方が示されている。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCP シール LOCA が発生する事故」及びRCP シール LOCA が発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみであるが、共通原因故障、系統間依存性の観点から、ここでは従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、RCP シールからの漏えいの有無による影響を確認する観点から、RCP シール LOCA が発生しない場合についても選定することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスにおける重要現象は<添付十:7.1.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1)有効性評価の方法>に示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における1次冷却材の沸騰やボイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系からの冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができるM-RELAP5を用いる。また、原子炉格納容器内の構造材と水蒸気との間の熱伝達、原子炉格納容器内の構造材内部の熱伝導を取り扱うことができるCOCOを併せて用いることを確認した。M-RELAP5及びCOCOの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) RCP シール LOCA が発生しない場合</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る。このとき、原子炉冷却材の補給が必要となる規模の原子炉冷却材ポンプ(RCP)シール部からの漏えいは発生しない。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統の機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 常設直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。</p> <p>iii. 交流動力電源は24時間使用できないものとする。</p> <p>iv. 原子炉冷却材の補給を必要としない規模のRCPシール部からの小規模な漏えいを考慮する。小規模な漏えいは、RCP全台で発生すると仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. タービン動補助給水ポンプの水源の確保、主蒸気逃がし弁の手動操作、及び直流電源の確保による水位監視によって、2次冷却系からの冷却機能を確保</p> <p>(b) RCP シール LOCA が発生する場合</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 全交流動力電源喪失の発生後、原子炉冷却材の補給を必要とする規模のRCPシール部からの漏えい(RCPシールLOCA)が生じる場合がある。このとき、原子炉冷却材の補給に必要な交流動力電源の確保に失敗することによって炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統の機能喪失を想定する。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>ii. RCP 全台のシール部からの原子炉冷却材の漏えいを仮定する。</p> <p>iii. 全交流動力電源喪失に伴うサーマルバリアの冷却機能及びシール水注入機能喪失を仮定し、RCP シール部からの原子炉冷却材の漏えい率を設定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 非常用高圧母線へ給電する代替交流動力電源を確保し、高圧注入系及び格納容器スプレイ系等による炉心冷却機能及び原子炉格納容器冷却機能を確保</p> <p>ii. RCP への代替シール水注入による原子炉冷却材漏えい量の停止</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>③ RCP シール部からの漏えいや LOCA を想定する場合は、漏えい率の根拠が示されていることを確認</p> | <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとし、安全機能の喪失として、非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失することを確認した。</p> <p>② <添付十：第 7.1.2.2 表「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋RCP シール LOCA）、第 7.1.2.3 表「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）>に整理されていることを確認した。</p> <p>③ RCP シール LOCA が発生する場合、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において 1 台当たり約 109m³/h とし、4 台からの漏えいとする。RCP シール LOCA が発生しない場合については、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において 1 台当たり約 4.8m³/h とし、4 台からの漏えいとすることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 2.2.11 1 次冷却材ポンプシール部からの漏えい率の想定について>において、SBO 時の RCP シールからの漏えい率の評価モデルについて示されている。</p> <p><補足説明資料：添付資料 2.2.12 RCP シール部からの漏えい量による炉心露出への影響>において、ループシールによって炉心露出が起るメカニズムについての説明が示されている。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> | <p>(i) 機器条件として、蓄圧タンク保有水量は、最低保有水量 26.9m³/基を用いる。RCP シール LOCA が発生する場合には、代替炉心注水流量として恒設代替低圧注水ポンプの注水流量 30m³/h を用いる。これは、1 次冷却系圧力 0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して 1 次冷却系の保有水量の維持が可能な流量である。RCP シール LOCA が発生しない場合、1 次冷却材の漏えい停止圧力は、RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage]を用いることを確認した。</p> <p>① 具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.2(2)a.(a) 起因事象></p> <p><添付十：第 7.1.2.2 表「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋RCP シール LOCA）></p> <p><添付十：第 7.1.2.3 表「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（全交流動力電源喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を確認。 ・ 主蒸気逃がし弁1個当たりの流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定値とその考え方を確 | <p>></p> <p><補足説明資料：添付資料 2.2.14 全交流動力電源喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>認。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設電動注入ポンプの注水流量とその考え方を確認。 RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力を確認。 | |
| <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(ii) 以下に示されていることを確認した。 <添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定></p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策 (炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等) については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下により妥当であることを確認した。 <添付十：第7.1.2.5 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA) > <添付十：第7.1.2.6 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間 (外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失) > <添付十追補 1. : 1.14 電源の確保に関する手順等> <添付十追補 1. : 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等> <添付十追補 1. : 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等> <添付十追補 1. : 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等> <添付十追補 1. : 1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等> <添付十追補 1. : 1.13 重大事故の収束に必要な水の供給手順等> <添付十追補 1. : 1.7 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等> <添付十追補 1. : 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等> <添付十追補 1. : 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等> <添付十追補 1. : 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>2 次系強制冷却の開始時間は、主蒸気逃がし弁の手動による開操作等に必要な時間を考慮し、事象発生から 30 分後とする。その後、1 次冷却材温度が約 208℃ (1 次冷却材圧力が約 1.7MPa [gage]) に到達した段階でその状態を維持する。代替交流電源が利用できるまでの時間は、RCP シール LOCA が発生する場合には 60 分とし、RCP シール LOCA が発生しない場合には 24 時間とする。蓄圧タンク出口弁を閉止する時間は、1 次冷却材圧力約 1.7MPa [gage] 到達及び代替交流電源が利用できるまでの時間から 10 分後とする。2 次系強制冷却の再開時間は、蓄圧タンク出口弁の閉止から 10 分後とする。その後、1 次冷却材温度が約 170℃ (1 次冷却材圧力が約 0.7MPa [gage]) に到達した段階でその状態を維持する。また、RCP シール LOCA が発生する場合、代替炉心注水の開始時間は 1 次冷却材圧力が約 0.7MPa [gage] に到達した時点とする</u>ことを確認した。</p> <p>③ 操作余裕時間の評価については<添付十：7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握>に示されていることを確認した。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答について、以下により適切であることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.2.2(3)a.(a)事象進展、7.1.2.2(3)b.(a)事象進展></p> <p>② <添付十：第7.1.2.7図 1次冷却材圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.14図 炉心出口流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.11図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.28図 1次冷却材圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) > <添付十：第7.1.2.31図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) > <添付十：第7.1.2.33図 1次冷却材流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) ></p> <p>④ <添付十：第7.1.2.10図 蓄圧注入流量積算値の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.11図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.18図 2次冷却材圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.19図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.22図 補助給水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.26図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.27図 原子炉格納容器雰囲気温度の長期間の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.31図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) > <添付十：第7.1.2.37図 2次冷却材圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) > <添付十：第7.1.2.38図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) > <添付十：第7.1.2.41図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) ></p> <p>⑤ <添付十：第7.1.2.7図 1次冷却材圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.8図 1次冷却材温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.9図 1次冷却系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.16図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.23図 崩壊熱と2次冷却系除熱量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.26図 原子炉格納容器内水位の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.27図 原子炉格納容器雰囲気温度の長期間の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) > <添付十：第7.1.2.28図 1次冷却材圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) > <添付十：第7.1.2.29図 1次冷却材温度の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) > <添付十：第7.1.2.30図 1次冷却系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) > <添付十：第7.1.2.37図 2次冷却材圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) ></p> |
| <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p> | <p><補足説明資料：添付資料2.2.18 全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について>において、原子炉格納容器圧力及び温度の長期傾向に対する MAAP コードと MRELAP5/COCO コードとの結果比較が示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(全交流動力電源喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ ループ流量 (RCP 停止により間接的に起因事象の発生を確認) 動的機器の作動状況： ・ 主蒸気逃がし弁流量 ・ 補助給水流量 ・ 炉心注水流量 ・ 原子炉格納容器温度 対策の効果： ・ 2次系圧力 ・ 崩壊熱と2次系除熱量のバランス ・ 1次系圧力 ・ 1次系温度 ・ 原子炉容器水位と燃料被覆管温度 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度</p> <p>記載要領 (例) ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p> | |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。 ① 燃料被覆管温度 (酸化量) ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、RCP シール LOCA が発生する場合の評価項目となるパラメータについては、<u>全交流動力電源喪失の発生後、RCP シール LOCA により、1次冷却系の保有水量が減少するが、2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧及び代替炉心注水を行うことにより、PCT は約 390°Cに、1次冷却系の最高圧力は約 16.3MPa[gage]に抑えられる。RCP シール LOCA により、1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.130MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 100°Cに抑えられる</u>ことを確認した。また、RCP シール LOCA が発生しない場合の評価項目となるパラメータについては、<u>全交流動力電源喪失の発生後、交流動力電源を必要とする安全機能を有する系統及び機器の機能が喪失するが、RCP シール LOCA が発生しないことから、事象初期の1次冷却系の圧力の低下及び保有水量の減少は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて緩やかとなる。2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧により、蓄圧注入系が作動し、1次冷却系の保有水量が回復することで PCT は約 390°Cに、1次冷却系の最高圧力は約 16.3MPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて少ないことから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は小さなものにとどまり、その評価はRCP シール LOCA が発生する場合の評価に包絡される</u>ことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.2.2(3)a.(b) 評価項目等> ② <添付十：7.1.2.2(3)b.(b) 評価項目等> ③ <添付十：7.1.2.2(3)a.(b) 評価項目等> <添付十：7.1.2.2(3)b.(b) 評価項目等></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.2(3)a.(b) 評価項目等></p> <p><添付十：7.1.2.2(3)b.(b) 評価項目等></p> <p><添付十：第7.1.2.17図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合) ></p> <p><添付十：第7.1.2.36図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合) ></p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、RCP シール LOCA が発生する場合には、高圧再循環運転による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができること、また、RCP シール LOCA が発生しない場合には、交流動力電源の回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、2次系強制冷却を継続することで原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.2(3)a.(b) 評価項目等></p> <p><添付十：7.1.2.2(3)b.(b) 評価項目等></p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> |
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象、起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は、以下において特定されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は、以下により妥当であることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.2.3(1)a. 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.2.3(1)a. 運転員等操作時間に与える影響></p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、M-RELAP5 を用いて RCP シール部からの漏えいについて解析した場合、試験データと比較して二相臨界流量を数十%多く評価する傾向がある。解析結果によれば、事象発生後の大部分の期間において、漏えい流は二相状態である。このため、実際の漏えい流量は解析結果よりも少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.2.3(1)b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.2.3(1)b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器の2次側保有水量が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器の自由体積が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響評価は以下に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.2.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.2.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>全交流動力電源喪失事象など、RCP のトリップ後の1次冷却材の自然循環冷却に期待している場合には、この自然循環を阻害する可能性のある蓄圧タンク内の窒素ガスの混入を防止するため、蓄圧タンク内の保有水量が全量注入される前に、蓄圧タンク出口弁を閉止する。この場合、蓄圧タンク内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、蓄圧タンク内の初期の保有水量が少なく気相部の初期の体積が大きい方が、気相部圧力が持続しやすく、蓄圧タンク出口弁を閉止するまでの炉心への注水量が多くなる。解析条件では、蓄圧タンク保有水量に最小保有水量を設定しているため、蓄圧タンク内の初期の気相部の体積が大きくなり、上記のとおり非保守的な設定となっている。そのため、この影響について、蓄圧注入系による炉心注水が行われている期間における1次冷却系の保有水量の観点から検討した。結果として、蓄圧注入系による炉心注水が行われている間、1次冷却系の保有水量は十分多く、これに対して蓄圧タンク初期保有水量の設定の影響による炉心への注水量の減少はわずかであり、解析結果に与える影響は小さい</u>ことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.2.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器の自由体積が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> | <p>② <添付十：7.1.2.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>③ <添付十：7.1.2.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>④ <添付十：7.1.4.2(3)b. 評価項目等></p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p><補足説明資料：添付資料 2.2.20 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (全交流動力電源喪失)>において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、2次系強制冷却操作を必要とするタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは遅くなる可能性があるが、この操作は現場で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はないことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.2.3(2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.2.3(2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p><添付十：第7.1.2.5 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）></p> <p><添付十：第7.1.2.6 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）></p> <p>③ <添付十：7.1.2.3(2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p><添付十：第7.1.2.5 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）></p> <p><添付十：第7.1.2.6 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）></p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> | <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価について、以下に示された内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.3(2)b.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><添付十：7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握></p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 蓄圧タンク出口弁の閉止操作の時間余裕を確認。</p> <p>③ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作の開始時間余裕を確認。</p> | <p>(i) 2次系強制冷却操作、蓄圧タンク出口弁の閉止操作及び充てんポンプによる代替炉心注水の操作開始時間余裕が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 解析条件では、RCP シール部からの漏えい率に保守的な（大きめの）値を設定しているため、1次冷却材の漏えい流量を多めに、かつ、1次冷却系の圧力及び温度低下が速めに解析されている。このため、実際は1次冷却系の圧力及び温度を起点とした運転員操作である2次系強制冷却操作を必要とするタイミングが遅くなる可能性があり、この影響を確認するため、2次系強制冷却の開始時間を30分遅らせた場合の解析を実施した。結果として、炉心が露出することはなく、燃料被覆管温度の上昇もないことから、解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握></p> <p>② 蓄圧タンク出口弁閉止の操作時間余裕について、以下により確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握></p> <p>③ また、上記と同様に代替炉心注水の開始時間が遅くなる可能性があるため、1次冷却系の保有水量の低下率と炉心の露出に至る可能性がある保有水量との関係から、代替炉心注水の開始に関する時間的余裕について検討した。概算評価によると、約1.1時間程度の遅れの範囲内では解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握></p> <p><補足説明資料：添付資料 2.2.21 全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）の感度解析について>において、2次系強制冷却操作の開始時間についての感度解析の結果が示されている。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> | |
| <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて46名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能である。なお、解析では復旧を期待していないが、長期的な対策として原子炉補機冷却機能等の復旧作業は、緊急時対策本部要員等で対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員と同数の要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>(ii) 電源供給量の充足性について、本重要事故シーケンスの最大電源負荷は約1,759kWであり、空冷式非常用発電装置の給電容量約2,920kWを超えないため、対応が可能であることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.4(2)c. 電源></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>(iii) 水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、2次系強制冷却を継続して実施するためには、蒸気発生器2次側への注水の継続が必要となり、その水源は復水ピット(1,035m³)である。この復水ピットへの補給を行わない場合、事象発生から約18.7時間後に枯渇すると評価している。これに対して、それまでの間に、海水を取水源として復水ピットへの補給を開始することで、対応が可能である</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.4(2)a. 水源></p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>燃料として、7日間空冷式非常用発電装置の運転継続に必要な重油量は約133.4kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kL、大容量ポンプの7日間の運転継続に必要な重油量は約47.9kLとなり、合計で約184.4kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された使用可能な重油量548kLで対応が可能である。また、7日間送水車の運転継続に必要な軽油量は約20,214Lであり、本発電所内の軽油ドラム缶に備蓄された軽油量21,000Lにて対応が可能である</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.2.4(2)b. 燃料></p> <p>なお、水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、代替交流動力電源を用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、2次系強制冷却、代替炉心注水等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用所内交流動力電源、原子炉補機冷却系統等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、2次系強制冷却や代替炉心注水等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧再循環による炉心冷却への移行や2次系強制冷却による炉心冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

原子炉補機冷却機能喪失

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 | 2.3-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 2.3-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 | 2.3-3 |
| (3) 炉心損傷防止対策 | 2.3-4 |
| 2. 炉心損傷防止対策の有効性評価 | 2.3-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 2.3-8 |
| (2) 有効性評価の条件 | 2.3-10 |
| (3) 有効性評価の結果 | 2.3-13 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 2.3-16 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 2.3-18 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 2.3-19 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 2.3-19 |
| b. 操作条件 | 2.3-21 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 2.3-22 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 2.3-23 |
| 5. 結論 | 2.3-25 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉補機冷却機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） ¹ |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p> | <p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における事故シーケンスは、以下のとおりであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」 ・ 「原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故」 <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：追補2. I 第1-4表 重要事故シーケンスの選定について></p> |

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮すると事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスと同一となる。重要事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」の重大事故等の有効性評価は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の中で確認したことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」と共通する事項を省略し、本事故シーケンスグループ特有の事項を中心に記載した。このため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」で確認した項目については、確認結果の欄に、「事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉補機冷却システムがその機能を喪失した後、RCP シール LOCA が発生する。RCP シール LOCA により、1 次冷却系の保有水量が減少するが、原子炉補機冷却システムによる冷却が必要な ECCS による炉心注水ができず、保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.3.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に減温・減圧することにより 1 次冷却系を減温・減圧するとともに、原子炉補機冷却システムによる冷却が不要な代替ポンプにより炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.3.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |

(3) 炉心損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、原子炉補機冷却機能喪失、漏えい規模が大きいLOCAの発生の有無及び蒸気発生器への補助給水の有無を判別する必要があるが、これらを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.1.3.1表「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について>において、1次冷却材圧力、補助給水流量等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、2次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水ピット等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十：1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等></p> <p><添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十：第7.1.3.1表「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について></p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、原子炉補機冷却システムによる冷却の代わりとして大容量ポンプ車によるB高圧注入ポンプ（海水冷却）への海水通水後、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水ピット水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧代替再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ、B高圧注入ポンプ（海水冷却）等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、大容量ポンプによるA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水により格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、大容量ポンプ等を新たに重大事故等対処設備として整備するとともに、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 第1.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 安定停止状態について①></p> |
| <p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>（原子炉補機冷却機能喪失の場合）</p> <p>① 蒸気発生器での炉心冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) <添付十：第7.1.3.1表「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について>より、状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>② 代替炉心注入による炉心の冷却に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (原子炉補機冷却機能喪失の場合)</p> <p>① 高圧再循環への切替条件を確認。</p> | <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.3.1(3) 炉心損傷防止対策></p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策について以下により確認した。</p> <p><添付十：7.1.3.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策></p> <p><添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十：1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等></p> <p><添付十：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等></p> <p><添付十：1.15 事故時の計装に関する手順等></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料2.2.8 補機冷却水の復旧について></p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、<添付十：第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>2) <添付十：追補2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3 第1表 米国・欧州での重大事故等対策に係る設備例との比較>において、代替補機冷却、海水系の代替手段代替について、米国・欧州での対策との比較を行っており、大飯3/4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について></p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> | <p>(i) 2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水に関連する設備として、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、主蒸気逃がし弁、常設電動注入ポンプ等及びこれらを接続する配管や弁が<添付十：「第7.1.3.1 図 原子炉補機冷却機能喪失時」重大事故等対策の概略系統図>に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連するA、D格納容器再循環ユニット、B高圧注入ポンプ(海水冷却)等及びこれらを接続する配管や弁が<添付十：第7.1.3.1 図 原子炉補機冷却機能喪失時」重大事故等対策の概略系統図>に示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第 7.1.3.2 図「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）>及び<添付十：第 7.1.3.3 図「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要（「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」の事象進展）>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下に明確にされていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.1.3.3 図「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要（「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」の事象進展）></p> |
| <p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> | <p>(i) タイムチャートは、<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>、<添付十：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>等を踏まえ、以下に整理されていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.1.3.4 図「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間（原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA）></p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は<添付十：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>、<添付十：1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等>、<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>、<添付十：1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>、<添付十：1.10 水素爆発</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等>、<添付十：1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等>、<添付十：1.15 事故時の計装に関する手順等>等と整合していることを確認した。</p> <p>③ B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水や原子炉補機冷却系の復旧等、（実際には行うが）解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、以下で考え方が整理されていることを確認した。</p> <p><添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定></p> |

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、その理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されているかを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRA で選定された事故シーケンスは「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」であるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスとして、<u>PRA の手法等を踏まえて、重要事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」を選定している。この事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」に従属して発生する事故シーケンスに含まれている。このため、対策に有効性があることを確認するために評価を行う重要事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」としている。これは、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮した「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスと同一である。このため、解析手法及び結果、不確かさの影響評価については、「全交流動力電源喪失」と同一であるとしている</u>ことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.3.2(1) 有効性評価の方法></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> <hr/> <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3）有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>c. 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 原子炉補機冷却機能喪失の発生後、RCP シール LOCA が発生する。このとき、原子炉冷却材の補給に必要な原子炉補機冷却機能の確保に失敗することによって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件 (「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>i. 取水機能の喪失又は原子炉補機冷却水系配管の破断等による原子炉補機冷却機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 取水機能の喪失によって最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、2次冷却系からの除熱によって一定時間(7日間)、原子炉冷却機能が確保できることを仮定する。</p> <p>iii. RCP 全台のシール部からの原子炉冷却材の漏えいを仮定する。</p> <p>iv. 原子炉補機冷却機能の喪失に伴うサーマルバリアの冷却機能及びシール水注入機能喪失を仮定し、RCP シール部からの原子炉冷却材の漏えい率を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 代替最終ヒートシンク(UHS)によって原子炉補機冷却機能を確保し、高圧注入系及び格納容器スプレイ系等によって炉心冷却機能及び原子炉格納容器冷却機能を確保</p> <p>ii. RCP への代替シール水注入による原子炉冷却材漏えいの停止</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>確認。 (原子炉補機冷却機能喪失の場合) ③ RCP シール部からの漏えいや LOCA を想定する場合は、漏えい率の根拠が示されていることを確認</p> | |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (3) 設計基準事故対処設備の適用条件 a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。 b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉の圧力、温度及び水位等)が示された場合には、その機能を期待できる。 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 a. 炉心損傷防止対策の実施時間 (a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。 (b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況(経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 (c) 現場での操作時間については、操作現場の状況(現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。 c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能(電源及び補機冷却水等)の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。 d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。 f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件 (容量等) について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値 (添付八) と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(原子炉補機冷却機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を確認。 ・ 主蒸気逃がし弁1個当たりの流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持圧力を確認。 ・ 常設電動注入ポンプの注水流量を確認。 ・ RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[※]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策 (炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等) については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(原子炉補機冷却機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ ループ流量 (RCP 停止により間接的に起因事象の発生を確認) 動的機器の作動状況： ・ 主蒸気逃がし弁流量 ・ 補助給水流量 ・ 炉心注水流量 ・ 原子炉格納容器温度 (再循環ユニットダクト開放温度の確認) 対策の効果： ・ 2次系圧力 ・ 蒸気発生器水位 ・ 崩壊熱と2次系除熱量のバランス ・ 1次系圧力 ・ 1次系温度 ・ 漏えい流量と注水流量 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること | |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度 (酸化量) ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |
| <p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p style="text-align: center;">確認結果（大飯3・4号炉）</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

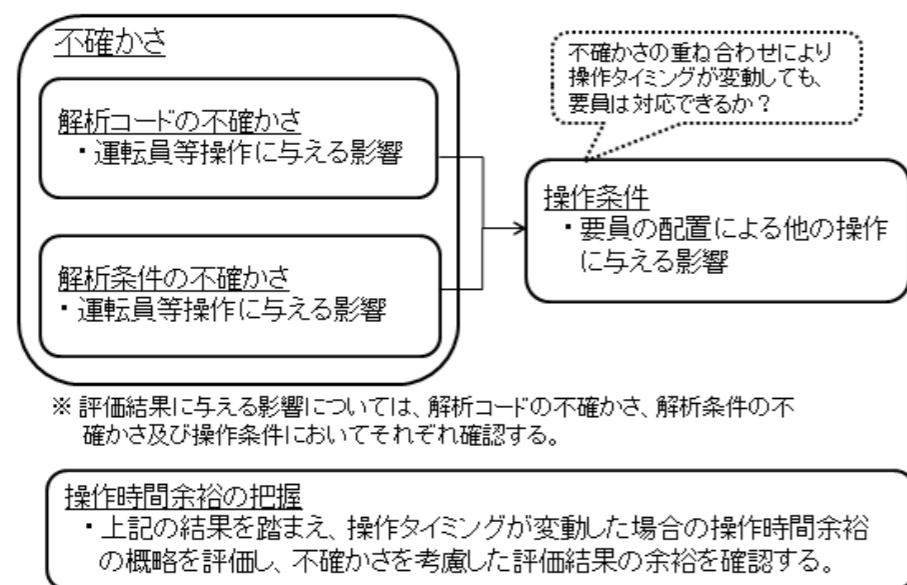
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認</p> | |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉の圧力、温度及び水位等)が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値(標準値(代表プラントの値)等)を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認する。</p> <p>(原子炉補機冷却機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率の影響を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器の2次側保有水量については、設計値ではなく標準値を採用しているため、その影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器の自由体積については、設計値ではなく保守的に小さな値を採用していたため、その影響を確認。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値(標準値(代表プラントの値)等)を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認する。</p> <p>(原子炉補機冷却機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <ul style="list-style-type: none"> ④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。 ⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量については、設計値ではなく標準値を採用しているため、その影響を確認。 ⑥ 原子炉格納容器の自由体積については、設計値ではなく保守的に小さな値を採用していたため、その影響を確認。 | |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間(タイムチャート)を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(原子炉補機冷却機能喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 蓄圧タンク出口弁の閉止操作の時間余裕を確認。</p> | <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> | |
| <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、要員数、水源、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能であるとしていることを確認した。</p> |
| <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>（ii）① 電源供給量の充足性について、要員数、水源、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能であるとしていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>(iii) ① 水源の充足性について、<u>要員数、水源、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能である</u>としていることを確認した。</p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>要員数、水源、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能である</u>としていることを確認した。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、原子炉補機冷却システムによる冷却が不要な代替ポンプを用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>申請者が「全交流動力電源喪失」と同じ重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を選定していることから、その解析手法及び結果、不確かさの影響評価について、「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者が「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。</p> <p>「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

原子炉格納容器の除熱機能喪失

| | |
|-------------------------------------|---------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 | 2. 4-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 2. 4-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 | 2. 4-3 |
| (3) 炉心損傷防止対策 | 2. 4-4 |
| 2. 炉心損傷防止対策の有効性評価 | 2. 4-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 2. 4-8 |
| (2) 有効性評価の条件 | 2. 4-10 |
| (3) 有効性評価の結果 | 2. 4-14 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 2. 4-17 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 2. 4-19 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 2. 4-20 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 2. 4-20 |
| b. 操作条件 | 2. 4-22 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 2. 4-22 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 2. 4-23 |
| 5. 結論 | 2. 4-25 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉格納容器除熱機能喪失)

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における事故シーケンスは、以下の6つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.1(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 追補 2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について></p> |

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、原子炉格納容器の除熱機能の喪失に伴い、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器の先行破損に至り、その後、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰が生じることで炉心注水が継続できなくなることから、炉心損傷に至ることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内からの除熱を行うための代替策を実施する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱を行う必要があることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |

(3) 炉心損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい及び格納容器スプレイ注入機能、低圧注入機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.1.4.1表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について>において、1次冷却材の漏えい判断に係る計装として1次冷却材圧力、加圧器水位等が、格納容器スプレイ注入機能喪失の判断に係る計装として、B格納容器スプレイ流量積算流量計、格納容器内温度等が、低圧再循環機能喪失の判断に係る計装設備として、余熱除去流量等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>高圧注入ポンプ等による炉心注水を実施する。このため、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、格納容器内自然対流冷却を継続的に実施する。このため、窒素ポンプ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D格納容器再循環ユニット、A、B原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.1(3) 炉心損傷防止対策></p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、<u>格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水ピット水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.1(3) j. 再循環運転及び格納容器内自然対流冷却></p> <p><添付十：第7.1.4.1表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料2.4.5 安定停止状態について></p> |
| <p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とした ECCS による炉心注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 高圧再循環及び格納容器自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.1.4.1表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について>において状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 高圧再循環による炉心冷却への移行条件を確認。</p> | <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.4.1(3) f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応></p> <p><添付十：7.1.4.1(3) h. 再循環自動切替の確認></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p><添付十：7.1.4.1(3) i. 格納容器内自然対流冷却></p> <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策について以下により確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.4.1(3) f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応> <添付十：7.1.4.1(3) g. 燃料取替用水ピット補給操作></p> <p>② <添付十：7.1.4.1(3) g. 燃料取替用水ピット補給操作> <添付十：1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等> <添付十：1.15 事故時の計装に関する手順等></p> <p>③ <添付十：7.1.4.1(3) f. 格納容器スプレイ機能喪失時の対応> <添付十：7.1.4.1(3) g. 燃料取替用水ピット補給操作></p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.1.4.1表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止) 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>2) <補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価追補 2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について>、<添付十：別紙3第1表 米国・欧州での重大事故等対策に係る設備例との比較>において、原子炉格納容器除熱機能について、米国・欧州での対策との比較を行っており、大飯3/4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。な | <p>(i) ECCSによる炉心注水に関連する設備として、A 高圧注入ポンプ、B 高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水ピット等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策である高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に関連する設備としてA、D格納容器再循環ユニット、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ等及びこれらを接続する配管や弁が以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.4.1図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>お、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</p> | |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 ・ 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.1.4.3図「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要（「大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗」の事象進展）>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>蓄圧注入系作動の確認</u>：1次系圧力が蓄圧タンク保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われていることを確認。</p> <p><u>1次冷却材の漏えい判断</u>：1次系冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内圧力及び温度等のパラメータにより判断。</p> <p><u>格納容器スプレイ注入機能喪失の判断</u>：原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力である196kPa[gage]において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により格納容器スプレイライン流量が確認できない場合は、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断。</p> <p><u>再循環への切替判断</u>：燃料取替用水ピット水位計指示が、3号炉12.5%、4号炉16%になれば格納容器再循環サンプル水位（広域）指示56%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p> <p><u>低圧再循環機能喪失の判断</u>：余熱除去流量の指示がない等により、低圧再循環機能の喪失を判断。</p> <p><u>格納容器内自然対流冷却</u>：A、D格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。</p> |
| <p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整</p> | <p>(i) タイムチャートは <添付十：1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等>等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は、<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>、<添付十：1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>、<添付十：1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等>、<添付十：1.15 事故時の計装に関する手順等>と整合していることを確認した。</p> <p>③ 燃料取替用水ピットへの補給操作、格納容器スプレイ注入機能や低圧再循環機能の回復操作等、（実際には行うが）解析では期待しない操作</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、＜添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定＞において考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策 (例えば、常設設備と可搬型設備) がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。(例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。)</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス (以下「重要事故シーケンス」という。) を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量 (流量又は逃がし弁容量等) が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量の観点では、1次冷却材の流出流量が多いため大きな容量を必要とすること、また、対策の実施に対する余裕時間の観点では、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び低圧再循環による炉心冷却ができないため余裕時間が短いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定することを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：2.2.3 評価事故シーケンスの選定結果></p> <p><添付十：7.1.4.2(1) 有効性評価の方法></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である原子炉格納容器内の構造材と水蒸気との間の熱伝達、原子炉格納容器内の構造材内部の熱伝導、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却モデル等を取り扱うことができる MAAP を用いることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料 2.7.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について>において、MAAPコードは大破断LOCA初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位、原子炉格納容器内温度については適用性が低いものの、事象初期以降の過渡応答については現行のDBAコードと概ね同程度の評価が行えることが示されている。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が以下に示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>a) LOCA の発生後、原子炉格納容器の除熱機能喪失によって、原子炉格納容器が先行破損し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件 (「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>b) 格納容器スプレイ系の機能喪失を想定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>a) 格納容器スプレイ系の代替手段による原子炉格納容器の除熱機能の確保</p> | |
| <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、ECCS の作動が早くなり、再循環切替時期が早くなることで、より高温の格納容器再循環サンプル水で再循環することになり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断位置は、低温側配管 (原子炉容器と ECCS の注水配管の間) とする。これは、蒸気発生器 2 次側保有水の保有する熱量が原子炉格納容器内に放出されることなどにより、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <p>② <添付十：第 7.1.4.2 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件 (大破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗)>において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱 1 次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉の圧力、温度及び水位等)が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況(経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況(現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能(電源及び補機冷却水等)の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件(容量等)について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的</p> | <p>(i) 機器条件として、炉心注水流量は、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台使用時の最大注入特性を用いる。最大注入特性とした場合、破断口からの1次冷却材の放出量が増加することで、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となる。また、格納容器再循環ユニットは2基使用し、除熱特性については1基当たり、</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値 (添付八) と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却設備作動信号の設定を確認。 ・ 高圧注入ポンプ、低圧注入ポンプの使用台数、評価で用いる注入特性とその理由を確認。 ・ 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期圧力、保有水量を確認 ・ 再循環切替の設定水位を確認。 | <p>原子炉格納容器温度 100～168℃に対して、除熱量は約 4.1～約 11.2MW を用いることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.4.2表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件 (大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗)></p> <p>></p> <p><添付十：7.1.4.2(2)b. 重大事故等対策に関連する機器条件></p> |
| <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(iii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は<添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策 (炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等) については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下に示されていることを確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><添付十：第7.1.4.4 図「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間 (大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗)></p> <p><添付十：追補1 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等></p> <p><添付十：1.13.2.2(5) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給></p> <p><添付十：第1.13.17図 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給 タイムチャート></p> <p><添付十：追補1 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十：1.7.2.1(2)a. A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却></p> <p><添付十：第1.7.2 図 A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 タイムチャート></p> <p><添付十：1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等></p> <p><添付十：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、格納容器内自然対流冷却の開始時間は、現場での原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作等に必要時間を考慮し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から 30 分後とすることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.2(2) c. 重大事故等対策に関連する操作条件></p> <p><添付十：第7.1.4.4 図「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間 (大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗)></p> <p><添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|--|
| | <p>③ 格納容器内自然対流冷却は解析上、原子炉格納容器の最高使用圧力到達 30 分後から格納容器内自然対流冷却が開始されるが、実際の操作においては、格納容器スプレイ注入機能喪失を判断した段階で格納容器内自然対流冷却の準備を行うことを確認した。本操作に関する操作余裕時間の評価については、〈添付十：7.1.4.3(3) 操作時間余裕の把握〉で確認する。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.1.4.5図 1次冷却材圧力の推移>、<添付十：第7.1.4.6図 破断流量の推移>より、事象発生と同時に破断流量が確認できるとともに1次冷却系圧力が急激に低下していることから大破断 LOCA が発生していることを確認したこと、破断口径の相違に応じた破断流</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系圧力 ・ 破断流量 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器内水位 ・ 燃料被覆管温度 <p>原子炉格納容器の除熱状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 格納容器再循環ユニットによる除熱量 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること | <p>量の挙動となっていることを確認した。</p> <p>＜補足説明資料：添付資料 2.4.9 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について＞において、第 7.1.4.5 図と第 7.1.4.6 図の事象初期部分の拡大図が示されている。</p> <p>③ <添付十：第 7.1.4.8 図 低圧注入流量の推移＞より、低圧注入流量は再循環切替時点でゼロとなっており、安全機能の喪失の仮定どおり低圧再循環機能が喪失していることを確認した。また、<添付十：第 7.1.4.7 図 高圧注入流量の推移＞より、高圧注入流量は評価期間を通じて約 100kg/s（→360ton/h）の流量を確認できることから、機器条件で設定したとおりの高圧注入流量が得られていることを確認した。</p> <p>④ <添付十：第 7.1.4.9 図 原子炉容器内水位の推移＞、<添付十：第 7.1.4.10 図 燃料被覆管温度の推移＞、<添付十：第 7.1.4.12 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移＞、<添付十：第 7.1.4.13 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移＞、<添付十：第 7.1.4.14 図 原子炉格納容器圧力の推移＞、<添付十：第 7.1.4.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移＞より、高圧再循環により炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は有意な温度上昇を示していないことを確認した。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから格納容器再循環サンプル水温はサブクールを維持すること、原子炉格納容器内圧力・温度の上昇は抑制できることから、本事故シーケンスグループの特徴である原子炉格納容器の先行破損を回避するとともに炉心への注水が継続できていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料被覆管温度（酸化量）</p> <p>② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、大破断 LOCA の発生後、一時的に炉心が露出するものの ECCS による炉心注水により再冠水し、その後は高圧再循環により炉心の冠水状態が維持される。これらの期間を通じて燃料被覆管温度が最も上昇するのは、事象初期であるため、設計基準事故（原子炉冷却材喪失）の解析結果を参照する。その結果、PCT は約 984℃であり、1,200℃を超えることはない。燃料被覆管の酸化量は約 0.4%であり、15%以下である。また、1次冷却系の最高圧力は約 16.3MPa[gage]に抑えられる。1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.41MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 140℃に抑えられることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p>＜添付十：7.1.4.2(3) b. 評価項目等＞</p> |
| <p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、<添付十：第 7.1.4.9 図 原子炉容器内水位の推移＞、<添付十：第 7.1.4.10 図 燃料被覆管温度の推移＞、<添付十：第 7.1.4.14 図 原子炉格納容器圧力の推移＞、<添付十：第 7.1.4.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移＞<添付十：7.1.4.2(3) b. 評価項目等＞にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の先行破損を防止するとともに炉心へ注水することにより、燃料被覆管の温度は 1,200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定</p> | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、高圧再循環運転による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができる」としていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第 7.1.4.9 図 原子炉容器内水位の推移＞、<添付十：第 7.1.4.10 図 燃料被覆管温度の推移＞にあるとおり、高圧再循環及び格</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p>納容器内自然対流冷却により事象発生後24時間時点においても炉心気泡水位はTAF以上を維持することから燃料被覆管温度は低く抑えられていること、<添付十：第7.1.4.12図 格納容器再循環サンプル水温度の推移>、<添付十：第7.1.4.13図 原子炉格納容器からの除熱量の推移>、<添付十：第7.1.4.14図 原子炉格納容器圧力の推移>、<添付十：第7.1.4.15図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移>、<添付十：7.1.4.2(3) b. 評価項目等>にあるとおり格納容器再循環サンプル水はサブクールを維持していること、原子炉格納容器内圧力・温度の上昇は抑制できていることから原子炉安定停止状態を維持できていることを確認した。なお、有効性評価上は期待していないが、余熱除去系や格納容器スプレイ系が回復すれば、これらの設備の作動により更なる原子炉格納容器圧力・温度の低下を促進させることが可能であることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料2.4.5 安定停止状態について>において、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「高温の停止状態となった時点（高圧再循環の継続により原子炉容器内水位が維持され、格納容器内自然対流冷却により格納容器再循環サンプル水温が安定又は低下傾向）」としていることが示されている。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

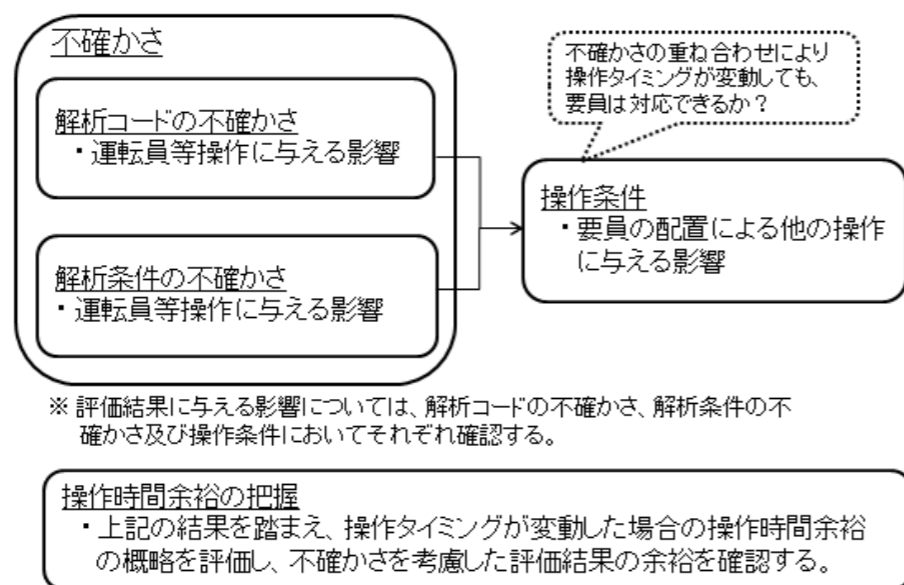
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下において特定されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.3(1) a. 運転員等操作時間に与える影響></p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、MAAPでは、LOCAについて解析した場合、試験データと比較して原子炉格納容器圧力を数十kPa程度、温度を十数℃程度高く評価する傾向があり、事象進展の観点では保守的(厳しめ)な結果を与えることが示されている。実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.4.3(1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.4.3(1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料2.4.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉格納容器の除熱機能喪失)>において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料2.4.9 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 破断口径の影響を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器の自由体積、ヒートシンクの影響を確認</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンクの保有水量の影響を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱、破断口径、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び標準値として設定している格納容器再循環ユニットの除熱特性について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下に示されていることを確認した。なお、大飯3号炉及び4号炉は蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水ピット水量に設計値を用いている。</p> <p>① <添付十：7.1.4.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.4.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>③ 該当無し</p> <p>④ <添付十：7.1.4.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響> <添付十：7.1.4.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料2.4.6 格納容器再循環ユニットのラフフィルタを撤去した場合の事象進展について>において、粗フィルタを取り外した場合の感度解析の結果が示されている。</p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 P580></p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 破断口径の影響を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器の自由体積、ヒートシンクの影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、本重要事故シーケンスにおいては、起因事象として破断口径が最も大きい低温側配管の完全両端破断が発生するものとしているため、解析条件として破断口径を変動させたとしても、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、解析では粗フィルタがある場合の標準値を格納容器再循環ユニットの除熱特性としているため、粗フィルタを撤去した場合の除熱特性で感度解析を実施した。その結果、評価項目に対する余裕は僅かに大きくなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、大飯3・4号炉は蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水ピット水量に設計値を用いている。</p> <p>① <添付十：7.1.4.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.4.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンクの保有水量の影響を確認。</p> | <p>③ 該当無し。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、解析では粗フィルタがある場合の標準値を格納容器再循環ユニットの除熱特性としているため、粗フィルタを撤去した場合の除熱特性で感度解析を実施した。その結果、評価項目に対する余裕は僅かに大きくなることを以下において確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているかを確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、格納容器内自然対流冷却操作の実施前の準備作業は、事象発生後115分間で終了し、実施は解析上事象発生後約9.1時間時点としている。格納容器内自然対流冷却の実施時に、現場操作を担当している運転員等は、その操作前に燃料取替用水ピット補給ラインアップを実施しているが、上記のとおり、格納容器内自然対流冷却の準備完了から実施まで、十分な余裕がある。このため、当該操作が必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であることから、対策の実施に与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.1.4.4図「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間（大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗）> <添付十：7.1.2.3(2)b.(a) 要員の配置による他の操作に与える影響> <補足説明資料：添付資料2.4.9 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について>において、格納容器内自然対流冷却の開始時間を早めた場合の感度解析の結果が示されている。</p> <p>② <添付十：第7.1.4.4図「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間（大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗）> <添付十：7.1.2.3(2)b.(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p>③ <添付十：第7.1.4.4図「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間（大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗）></p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 以下により、解析コードが解析条件の不確かさによる操作条件の変化が評価結果に与える影響がないことを確認した。</p> <p><添付十：7.1.4.3(2)b.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響> <添付十：7.1.4.3(3) 操作時間余裕の把握></p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 格納容器内自然対流冷却の開始時間余裕を確認。</p> | <p>(i) 格納容器内自然対流冷却が遅れた場合の影響について、以下により確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.4.3(3) 操作時間余裕の把握></p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>（有効性評価ガイド） 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> | |
| <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて18名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。 <添付十：7.1.4.4(1) 必要な要員の評価></p> <p>② 以下に示されていることを確認した。 <添付十：7.1.4.4(1) 必要な要員の評価> <補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 6.2(1) 必要な要員の評価結果></p> |
| <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>（ii）電源供給量の充足性について、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.4.4(2)c. 電源></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 再循環切替により炉心注水を継続(燃料取替用水タンクへの水補給は行わない) | <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十 : 7.1.4.4(2)a. 水源></p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車(緊急時対策所用)の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である</u>ことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十 : 7.1.4.4(2)b. 燃料></p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している格納容器内自然対流冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において格納容器内自然対流冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（低圧再循環系統、格納容器スプレイ系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、格納容器内自然対流冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧再循環運転による炉心冷却や格納容器内自然対流冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

原子炉停止機能喪失

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 | 2.5-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 2.5-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 | 2.5-3 |
| (3) 炉心損傷防止対策 | 2.5-4 |
| 2. 炉心損傷防止対策の有効性評価 | 2.5-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 2.5-8 |
| (2) 有効性評価の条件 | 2.5-10 |
| (3) 有効性評価の結果 | 2.5-13 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 2.5-17 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 2.5-19 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 2.5-20 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 2.5-20 |
| b. 操作条件 | 2.5-21 |
| (3) 感度解析 | 2.5-22 |
| (4) 操作時間余裕の把握 | 2.5-23 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 2.5-24 |
| 5. 結論 | 2.5-26 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉停止機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） ¹ |
|--|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p> | <p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における事故シーケンスは、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.5.1(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス></p> <p><添付十：追補2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について></p> <p><添付十：第1-4表 重要事故シーケンスの選定について></p> |

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を下げることができないことから、1次冷却系圧力及び温度が上昇して、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいが継続し、炉心損傷に至ることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十： 7.1.5.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を抑制し、1次冷却系の過圧を防止する必要があることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十： 7.1.5.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |

(3) 炉心損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十:「第 7.1.5.1 表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について」>、<添付十: 7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策>において、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、ATWS 緩和設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、主蒸気隔離弁、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水ピット等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十: 7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策></p> <p><添付十:「第 7.1.5.1 表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について」></p> <p><添付十: 追補 1 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等></p> <p><添付十: 1.1.2.1(2) 原子炉出力抑制 (自動) ></p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態 (低温停止状態*) へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>・ 未臨界を確保できることを確認。</p> | <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、原子炉出力の低下後、緊急ほう酸濃縮により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1次冷却系を減温・減圧する。1次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、充てんポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、主蒸気逃がし弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p>①</p> <p><添付十: 7.1.5.1(3) c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離></p> <p><添付十: 7.1.5.1(3) e. 1次冷却系の減温、減圧></p> <p><添付十: 7.1.5.1(3) f. 余熱除去系による炉心冷却></p> <p><添付十:「第 7.1.5.1 表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について」></p> <p><添付十: 追補 1 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等></p> <p><添付十: 1.1.2.1(4) ほう酸水注入></p> <p>②</p> <p><添付十: 7.1.5.1(3) c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離></p> <p><添付十: 7.1.5.1(3) e. 1次冷却系の減温、減圧></p> <p><添付十: 7.1.5.1(3) f. 余熱除去系による炉心冷却></p> <p><添付十:「第 7.1.5.1 表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| | <p>策について」> <補足説明資料：添付資料 2.5.8 安定停止状態について>には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「低温停止状態に到達した時点」としていることが示されている。</p> |
| <p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (原子炉停止機能喪失の場合) ・ ATWS 緩和設備による原子炉出力低下に係る計装設備を確認。 ・ 緊急ほう酸注入による未臨界性の確保に係る計装設備、余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：「第 7.1.5.1 表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について」>において状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (原子炉停止機能喪失) ① 緊急ほう酸注入への移行条件を確認。 ② 余熱除去系による炉心冷却への移行条件を確認</p> | <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下に示されていることを確認した。 ① <添付十： 7.1.5.1(3) a. 原子炉自動トリップ不能の判断> <添付十： 7.1.5.1(3) c. 緊急ほう酸濃縮及びほう酸希釈ラインの隔離> ② <添付十： 7.1.5.1(3) f. 余熱除去系による炉心冷却></p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。 ① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策について以下により確認した。 ① <添付十： 7.1.5.1(3) a. 原子炉自動トリップ不能の判断> <添付十： 7.1.5.1(3) f. 余熱除去系による炉心冷却> <添付十： 追補 1 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等> <・1.1.2.1(1) 手動による原子炉緊急停止> <・1.1.2.1(3) 原子炉出力抑制 (手動) > ② <添付十： 7.1.5.1(3) a. 原子炉自動トリップ不能の判断> <添付十： 7.1.5.1(3) f. 余熱除去系による炉心冷却> <添付十： 追補 1 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等> <・1.1.2.1(1) 手動による原子炉緊急停止> <・1.1.2.1(3) 原子炉出力抑制 (手動) > <・1.1.1(2) a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備> <添付十： 追補 1 1.15 事故時の計装に関する手順等> <添付十： 追補 1 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等> ③ <添付十： 7.1.5.1(3) a. 原子炉自動トリップ不能の判断> <添付十： 7.1.5.1(3) f. 余熱除去系による炉心冷却></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、＜添付十：第7.1.5.1表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について＞の重大事故等対策についてで明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止) 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>2) ＜添付十：追補2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について＞、＜添付十：別紙3第1表 米国・欧州での重大事故等対策に係る設備例との比較＞において、原子炉停止について、米国・欧州での対策との比較を行っており、玄海3号炉及び4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>(i) 多様化自動作動設備による原子炉出力抑制及び1次冷却系の過圧防止に関連する設備として、主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器逃がしタンク、充てんポンプ等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策である緊急ほう酸注入や余熱除去系による炉心冷却に関連する設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、充てんポンプ等及びこれらを接続する配管や弁が以下に示されていることを確認した。</p> <p>＜添付十：第7.1.5.1図「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図＞</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。 ＜添付十：第7.1.5.2図「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）＞、＜添付十：第7.1.5.3図「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展）＞、＜添付十：第7.1.5.4図「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展）＞において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下に明確にされていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.1.5.3 図「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展）></p> <p><添付十：第 7.1.5.4 図「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展）></p> <p><添付十：第 7.1.5.1 表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について></p> |
| <p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>(i) タイムチャートは、<添付十：1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等>等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は<添付十：1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等>、<添付十：1.15 事故時の計装に関する手順等>等と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、原子炉手動停止、手動タービントリップ及び格納容器再循環ファン起動には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本事故シーケンスグループの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、<添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定>において考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策 (例えば、常設設備と可搬型設備) がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。(例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。)</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス (以下「重要事故シーケンス」という。) を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量 (流量又は逃がし弁容量等) が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されているか? ← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRA の評価で選定された重要事故シーケンスは、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」であるが、重要事故シーケンスとして、原子炉トリップ機能が喪失する事故のうち、起因事象の異なる2つのシーケンスを選定することを確認した。具体的な重要事故シーケンスは以下②のとおり。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を選定する。「主給水流量喪失時に原子炉トリップ停止機能が喪失する事故」は、ATWS 緩和設備により多くの機能 (主蒸気ラインの隔離及び補助給水ポンプの起動) を期待することから選定する。「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」は、1次冷却系圧力の評価の観点では厳しくなる可能性があることから選定する」としていることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十: 7.1.5.2(1) 有効性評価の方法></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ポイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における減速材温度フィードバック効果及びドップラフィードバック効果、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができ、かつ炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能な SPARKLE-2 を用いることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生を想定する。</p> <p>ii. 原子炉トリップに失敗し、制御棒が挿入できない場合を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉の手動トリップには期待しない。</p> <p>iv. 反応度係数は、炉心サイクル寿命中の変化を考慮し、炉心のサイクル燃焼度に応じた現実的な値を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 補助給水ポンプの自動起動及びタービントリップ、原子炉減圧、2次冷却系強制冷却、化学体積制御系又は高圧注入系による緊急ほう酸注入による反応度制御、炉心冷却及び原子炉圧力上昇の抑制</p> | |
| <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起回事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、RCPが停止せず1次冷却系の冷却が継続することで、負のフィードバック効果が小さくなるため、1次冷却系圧力の評価の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期条件や起回事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起回事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>・ 減速材温度係数について、減速材温度係数の初期値は、炉心サイ</p> | <p>(ii) 起回事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起回事象として、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の場合は、主給水の喪失が発生するものとし、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の場合は、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生することを確認した。安全機能の喪失に対する仮定として、原子炉トリップ機能が喪失することを確認した。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件として、減速材温度係数は、炉心サイクル寿命中の変化、炉心構成のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負のフィードバック効果が小さくなるように、$-16\text{pcm}/^\circ\text{C}$を用いる。ドップラ係数は、設計</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>クル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるように設定していることを確認。</p> <p>・ ドップラ特性について、ウラン燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる設定であることを確認。</p> | <p>値を用いる。ことを確認した。具体的な確認結果は以下に示されている。</p> <p><添付十：7.1.5.2(2) c. 初期条件> <添付十：第 7.1.5.2 表「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）> <添付十：第 7.1.5.3 表「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）></p> <p><補足説明資料：添付資料 2.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱いについて>において、減速材温度係数の初期値設定における対象炉心の選定の考え方が示されている。</p> <p>その他の初期条件：炉心熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度については定格値を用いることを確認した。また、炉心熱出力等の不確かさを考慮した結果は、「(3) 感度解析」にて確認する。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備の作動設定値を確認。 ・ 主蒸気ラインの隔離完了までの時間を確認。 ・ 補助給水ポンプの作動台数と流量を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(i) 機器条件として、ATWS 緩和設備からの作動信号（主蒸気ラインの隔離等が自動で行われるための信号）は、蒸気発生器狭域水位計指示値 7%到達で発信されるものとする。これは、作動設定点の設定範囲の中の下限值となるため、1次冷却系圧力の評価の観点では、厳しい設定であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.1.5.2 表「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）></p> <p><添付十：第 7.1.5.3 表「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）></p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している主給水系及び安全機能の喪失を仮定している原子炉トリップ機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は<添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>手動による原子炉停止操作（有効性評価上、期待しない操作）：<添付十：1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等>の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は中央制御室の運転員（当直員）1名及び現場での運転員（当直員）1名であり、電動発電機モータ遮断器手動開放操作、電動発電機出力遮断器開放操作に10分、原子炉トリップ遮断器開放操作に10分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、本操作は有</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>を必要とするもの等)については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>効性評価上、考慮していない。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.1.5.5 図「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) ></p> <p><添付十：第 7.1.5.6 図「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (負荷の喪失+原子炉トリップ失敗) ></p> <p><添付十：1.1.2.1(1) 手動による原子炉緊急停止></p> <p><添付十：第 1.1.3 図 原子炉停止機能喪失時の操作手順 タイムチャート></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、ATWS 緩和設備により、自動的に主蒸気ラインの隔離等を行うため、解析上の運転員操作はないことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十： 7.1.5.2(2) d. 重大事故等対策に関連する操作条件></p> <p>③ 該当なし。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|----------------|
| <p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>(炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水流量 ・ 蒸気流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 加圧器逃がし弁、加圧器安全弁流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次系除熱量 ・ 1次系圧力 ・ 1次冷却材平均温度 ・ 原子炉出力（反応度） ・ 加圧器保有水量 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」については、＜添付十：第7.1.5.17図 蒸気発生器2次側保有水量の推移（主給水流量喪失）＞より、事象発生とともに蒸気発生器2次側保有水量が低下していること、事故発生直後から補助給水ポンプが起動するまでの間は給水流量がゼロとなっていることから、起因事象として主給水流量喪失が生じていることを確認した。「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」については、＜添付十：第7.1.5.26図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）＞より、事象発生とともに2次系除熱量が低下していることから、起因事象として負荷の喪失が生じていることを確認した。また、＜添付十：第7.1.5.7図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.19図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）（減速材温度係数初期値を-13pcm/°Cとした場合）＞、＜添付十：第7.1.5.20図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.29図 2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）＞より、双方の重要事故シーケンスともに起因事象の発生によりプラントに外乱が生じているにもかかわらず、原子炉出力が維持されていることから、原子炉トリップ機能が喪失していることを確認した。</p> <p>③ ＜添付十：第7.1.5.14図 2次冷却系除熱量の推移（主給水流量喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.26図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）＞より、ATWS緩和設備の作動により、主蒸気ラインが隔離されるとともに蒸気発生器水位が低下することにより2次系除熱量が低下していることを確認した。＜添付十：第7.1.5.8図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.20図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）＞より、2次系除熱量の低下に伴って1次冷却材平均温度が上昇していること、これに伴って＜添付十：第7.1.5.7図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.19図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）（減速材温度係数初期値を-13pcm/°Cとした場合）＞より、減速材温度フィードバック効果により、原子炉出力が抑制されていることを確認した。また、＜添付十：第7.1.5.9図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.21図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.10図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.22図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.16図 2次冷却系圧力の推移（主給水流量喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.29図 2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）＞、＜添付十：第7.1.5.23図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）＞より、ATWS緩和設備の作動に伴う2次系除熱量の低下により1次系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁、安全弁の作動により1次冷却系の過圧が抑制されていることを確認した。また、1次冷却材平均温度の上昇、1次冷却材の比体積の増加による加圧器へのインサージに伴う加圧器水量（水位）の増加、これに伴う加圧器逃がし弁・安全弁の質量流量の増減等、トレンド図には物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>④ 上記③と同様である。</p> <p>＜補足説明資料 大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価：添付資料2.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価に</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| | <p>ついて>において、1次系温度変化に伴う減速材反応度帰還効果及び燃料温度変化に伴うドップラ反応度帰還効果の推移と出力推移の関係が示されている。</p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度 (酸化量) ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」における評価項目となるパラメータについては、<u>主給水流量喪失の発生後、蒸気発生器水位の低下に伴い、ATWS 緩和設備からの作動信号による主蒸気ラインの隔離により、1次冷却材温度が上昇し、負のフィードバック効果により原子炉出力は低下する。また、1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCTは約360℃に、1次冷却系の最高圧力は約18.6MPa[gage]に抑えられる。加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている</u>こと、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」については、<u>負荷の喪失の発生後、1次冷却材温度及び圧力が上昇するが、1次冷却材温度の上昇による負のフィードバック効果により原子炉出力は低下する。その後、蒸気発生器水位の低下に伴う除熱能力の低下により、再び1次冷却材温度は上昇し、負のフィードバック効果により原子炉出力はさらに低下する。また、1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCTは約360℃に、1次冷却系の最高圧力は約18.9MPa[gage]に抑えられる。加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、原子炉トリップ機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 ② 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、約18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回っていることを確認した。 ③ 原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、格納容器スプレイ系の作動により抑制できることを確認した。(本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器圧力上昇の観点からより厳しいDBA解析の結果で包絡できることを示している) |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| | <p>※ 上記①～③は「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の結果であるが、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」についても同様の結果であることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」ともに、緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果は以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：第7.1.5.8図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）> <添付十：第7.1.5.9図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）> <添付十：第7.1.5.21図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）> <添付十：第7.1.5.22図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料2.5.2 ATWS 事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について></p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

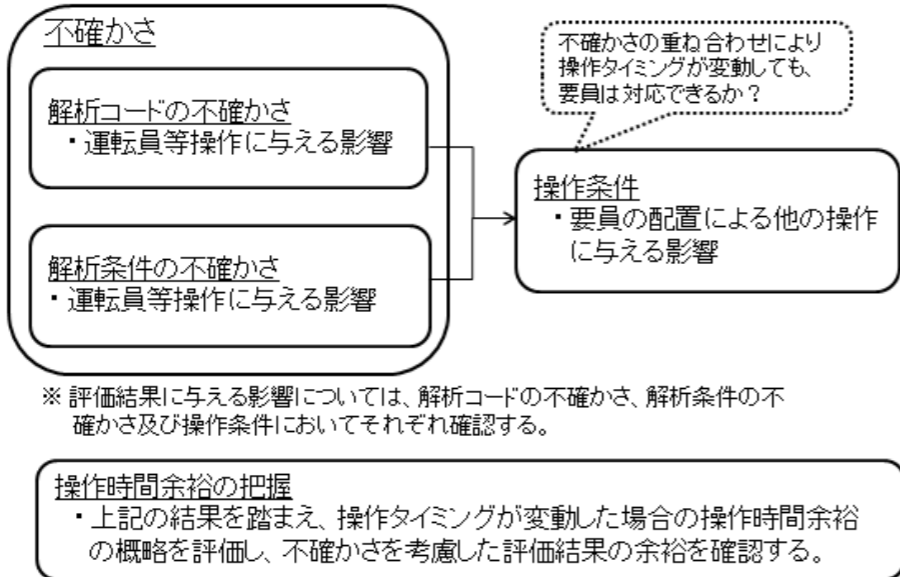
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果に影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下より妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員操作の起点となる事象が抽出されているか確認。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下において特定されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>※ 本重要事故シーケンスでは、ATWS 緩和設備が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、SPARKLE-2 では、ATWS 時のドップラフィードバック効果を解析する際に、核データライブラリ ENDF/B-VII.0 を用いて計算したドップラ係数を使用している。ドップラ係数に関する計算ベンチマークの解析結果によれば、ENDF/B-VII.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外の解析コードで計算したドップラ係数の標準偏差は 10%程度と報告されており、この誤差が ATWS の解析結果に影響を与える可能性がある。また、ATWS について解析した場合、加圧器及び蒸気発生器の挙動モデルにおいて、試験データと比較して、1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度、温度を数℃程度低く評価する傾向があり、解析結果に影響を与える可能性がある。これらの影響については、解析条件の不確かさの影響との重畳も考慮し、「c. 感度解析による影響評価」に記載することを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な内容は以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料2.5.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）></p> <p>① <添付十：7.1.5.3(1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.5.3(1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価添付資料 2.5.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> | <p>※ 本重要事故シーケンスでは、ATWS 緩和設備が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心熱出力、1次系圧力、1次系温度の不確かさは考慮されているか確認。</p> <p>② 減速材温度係数の不確かさ及び設定の考え方を確認。</p> <p>③ ドップラ係数の不確かさ及び設定の考え方を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度については定格値を用いており、その不確かさとして、正側の定常誤差（炉心熱出力：+2%、1次冷却系圧力：+0.21MPa、1次冷却材温度：+2.2℃）により、実際には定格値よりも大きくなる可能性があるとしている。これらの影響については、解析コードの不確かさの影響との重畳も考慮し、「c. 感度解析による影響評価」に記載することを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</u></p> <p><添付十：7.1.5.3(2)a. b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><補足説明資料：大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料2.5.9 原子炉停止機能喪失時の有効性評価における原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>※ 本重要事故シーケンスでは、ATWS 緩和設備が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>※ 本重要事故シーケンスでは、ATWS 緩和設備が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p> |

(3) 感度解析

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 感度解析による不確かさの影響評価について</p> <p>1) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているか確認する。</p> <p>(i) 解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを考慮した場合の評価結果に与える影響は把握されているか確認する。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 解析条件の不確かさである炉心熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びに解析コードの不確かさであるドップラ反応度帰還効果の不確かさを重畳させた場合の評価結果に与える影響を確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを考慮した場合の評価結果に与える影響について、解析コードの不確かさとしてドップラフィードバック効果、解析条件の不確かさとして炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度の正側の定常誤差があり、これらの全てが厳しい方向に重畳する可能性もあることから、この重畳を考慮した感度解析を実施した。なお、ドップラフィードバック効果については、感度解析において、ドップラ係数の標準値に対して20%増加させる。結果として、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」では、1次冷却系圧力の最高値は約19.4MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」では、1次冷却系圧力の最高値は約19.6MPa[gage]となる。さらに、解析コードにおける加圧器及び蒸気発生器の挙動モデルに起因する不確かさとして、1次冷却系圧力を数百kPa程度、温度を数°C程度低く評価する傾向があることを考慮しても、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回ることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.5.4表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果></p> <p><添付十：第7.1.5.5表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果></p> <p><添付十：第7.1.5.33図 1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失）（初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）></p> <p><添付十：第7.1.5.34図 1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）（初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）></p> |

(4) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> | <p>※ 本重要事故シーケンスでは、ATWS 緩和設備が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> | |
| <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉のSFPへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応等に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて14名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>（ii）電源供給量の充足性について、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.5.4(2)c. 電源></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 復水ピット（1,035m³：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系の冷却については、復水ピットが枯渇するまでの約18.7時間の注水継続が可能である。余熱除去系による冷却は、事象発生の約13時間後から使用可能となるため、復水ピットへの補給は不要である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である</u>ことを確認した。水源については、上記(iii)にあるとおり、初期対策としては復水ピットの保有水を用い、余熱除去系による炉心冷却に移行するまでの間は復水ピット補給用水中ポンプ等による復水ピットへの水補給を実施することを確認しており、発災から7日間については電源、水源ともに外部支援は必要としないことを確認した。なお、本事故シーケンスでは外部電源喪失を想定していないため、常設設備により復水ピットへの補給が可能であることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.5.4(2)b. 燃料></p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p data-bbox="133 317 329 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="133 365 605 394">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="133 407 1035 575">・ 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p data-bbox="1038 275 2751 352">事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している ATWS 緩和設備の自動作動による負のフィードバック効果によって原子炉出力を抑制する対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1038 365 2751 621">重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において ATWS 緩和設備の機能に期待した場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮し、それらを重畳させた場合でも、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（制御棒駆動設備、主給水ポンプ等）の復旧や手動による原子炉トリップ操作等を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復等も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1038 634 2751 711">また、ATWS 緩和設備の機能による原子炉出力の抑制により炉心の損傷を回避した後、原子炉を未臨界状態とし、安定停止状態へ導くために、緊急ほう酸濃縮や余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1038 724 2309 758">さらに、対策等に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1038 770 2751 890">「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1038 903 2751 980">以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

ECCS注水機能喪失

| | |
|-------------------------------------|---------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 | 2. 6-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 2. 6-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 | 2. 6-3 |
| (3) 炉心損傷防止対策 | 2. 6-4 |
| 2. 炉心損傷防止対策の有効性評価 | 2. 6-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 2. 6-8 |
| (2) 有効性評価の条件 | 2. 6-10 |
| (3) 有効性評価の結果 | 2. 6-14 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 2. 6-17 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 2. 6-19 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 2. 6-20 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 2. 6-20 |
| b. 操作条件 | 2. 6-22 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 2. 6-23 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 2. 6-24 |
| 5. 結論 | 2. 6-26 |

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (炉心損傷防止対策の有効性評価：ECCS注水機能喪失)

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故 ・ 小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故 <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.1(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス></p> <p><添付十：追補2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について></p> <p><添付十：1.3.2(f) ECCS注水機能喪失></p> <p><添付十：第1-4表 重要事故シーケンスの選定について></p> |

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>中小破断 LOCA の発生後、EGCS 注水機能の喪失に伴い 1 次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に減温・減圧することにより 1 次冷却系を減温・減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |

(3) 炉心損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい及び高圧注入機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について>において、1次冷却材の漏えい判断に係る計装として1次冷却材圧力、加圧器水位等が、高圧注入機能の喪失に係る計装として、高圧注入ポンプ流量、燃料取替用水タンク水位が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、2次系強制冷却により1次冷却材圧力が十分低下すれば、低圧注入による炉心冷却を実施する。このため、余熱除去ポンプ、燃料取替用水ピット等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策></p> <p><添付十：第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について></p> <p><添付十：追補I 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十：追補I 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等></p> <p><添付十：1.3.2.1(2) a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水></p> <p><添付十：1.3.2.1(3)a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出></p> <p><添付十：追補I 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十：1.4.2.1(1)b. (b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水></p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態 (低温停止状態*) へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水ピット水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、低圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>①</p> <p><添付十：7.1.6.1(3) j. 再循環自動切替の確認></p> <p><添付十：第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について></p> <p><添付十：追補I 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| | <p>補足説明資料（添付資料 2.6.8）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「低圧再循環の継続により炉心の冷却が維持され、低温停止状態への移行が可能となる時点」としていることが示されている。また、破断口径が2インチ、4インチ及び6インチの場合の低圧再循環運転への切替時間の評価結果についても示されている。</p> <p><補足説明資料 大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価：添付資料 2.6.8 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について></p> <p><添付十：7.1.6.1(3) j. 再循環自動切換の確認></p> |
| <p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却に係る計装設備を確認。</p> <p>② 余熱除去系による炉心の冷却・除熱に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について>において状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 余熱除去系の再循環運転による炉心冷却・除熱への移行条件を確認。</p> | <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.1(3) j. 再循環自動切換の確認></p> <p><添付十：第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について></p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策について以下により確認した。</p> <p>①</p> <p><添付十：7.1.6.1(3) i. 燃料取替用水ピット補給操作></p> <p><添付十：7.1.6.1(3) e. 高圧注入系の機能喪失時の対応></p> <p>②</p> <p><添付十：7.1.6.1(3) e. 高圧注入系の機能喪失時の対応></p> <p><添付十：追補 I 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等></p> <p><添付十：1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等></p> <p><添付十：追補 I 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十：1.4.2.1(1)a. (a) A、B 充てんポンプによる炉心注水></p> <p>③</p> <p><添付十：7.1.6.1(3) e. 高圧注入系の機能喪失時の対応></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>2)</p> <p><添付十：追補2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について>、<添付十：別紙3 第1表 米国・欧州での重大事故等対策に係る設備例との比較>において、炉心注入冷却、補助給水設備の容量、蒸気発生器代替給水手段等、米国・欧州での対策との比較を行っており、玄海3号炉及び4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>(i) 2次系強制冷却に関連する設備として、A、B電動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連する余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、A、B格納容器再循環サンプ等及びこれらを接続する配管や弁が以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.6.1図「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図></p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等につい | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p><添付十：第7.1.6.3図「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（「中破断LOCA（6インチ破断）+高圧注入失敗」の事象進展）>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>でも網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下に明確にされていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.1.6.2 図「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）></p> <p><添付十：第 7.1.6.3 図「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（「中破断LOCA（6インチ破断）+高圧注入失敗」の事象進展）></p> <p><添付十：第 7.1.6.4 図「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（「中破断LOCA（4インチ破断）+高圧注入失敗」の事象進展）></p> <p><添付十：第 7.1.6.5 図「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（「中破断LOCA（2インチ破断）+高圧注入失敗」の事象進展）></p> <p><添付十：7.1.6.2(3)a.(b) 評価項目等></p> <p><添付十：7.1.6.2(3)b.(b) 評価項目等></p> <p><添付十：7.1.6.2(3)c.(b) 評価項目等></p> |
| <p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>(i) タイムチャートは<添付十：1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等>等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は、<添付十：1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>、<添付十：1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等>、<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>、<添付十：1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等>、<添付十：1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>、<添付十：1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>と整合していることを確認した。</p> <p>③ 充てんポンプによる注水操作や燃料取替用水タンクへの補給準備、高圧注入機能の回復操作等、（実際には行うが）解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、<添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定>において考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対する余裕時間の観点では、冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定することを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.2(1) 有効性評価の方法></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流、1次系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ポイド率変化、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における1次冷却材の沸騰やポイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系からの冷却材の放出及び沸騰やポイド率の変化、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができるM-RELAP5を用いることを確認した。M-RELAP5の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|----------------|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>g. ECCS 注水機能喪失</p> <p>(a) 大破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 大破断 LOCA の発生後、ECCS 注水機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件 (「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、蓄圧注入系及び低圧注入系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>iii. 低圧注入系 (注入モード) の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 早期・大容量の代替注入による炉心冷却機能を確保</p> <p>(b) 中小破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断 LOCA の発生後、ECCS 注水機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件 (「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。</p> <p>iii. 高圧注入系 (注入モード) の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 原子炉が高圧の状態での代替注入、又は原子炉を減圧した上での低圧注入系又は代替注入設備による注入によって炉心冷却機能を確保</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(ECCS注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCAを想定している場合、中破断LOCAの口径には幅があるため、選定の考え方を確認(破断口径のスペクトル解析を行う傾向が把握されているか)。 | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、中破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、約15cm(6インチ)、約10cm(4インチ)、約5cm(2インチ)とする。これは、高圧注入系が機能喪失した場合、低圧注入を行うために1次冷却系の減圧が必要な破断口径の範囲として、不確かさも考慮した設定である。破断位置は、低温側配管(原子炉容器とECCSの注水配管の間)とする。この場合、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。また、安全機能喪失の仮定として、高圧注入機能が喪失するものとしており、起因事象や安全機能喪失の仮定は、PRAの評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.1.6.2表「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件(中破断LOCA+高圧注入失敗)>において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱1次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉の圧力、温度及び水位等)が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(ECCS注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプの使用台数、用いる注入特性とその考え方を確認。 ・ 補助給水ポンプについて、使用台数、流量等を確認。 ・ 主蒸気逃がし弁の使用個数、容量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持圧力・初期保有水量の設定とその考え方を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(i) 機器条件として、蓄圧タンクの保有水量は、最低保有水量 26.9m³/基を用いる。また、低圧注入における炉心注水流量は、余熱除去ポンプ2台使用時の最小注入特性を用いることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><第 7.1.6.2 表「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA+高圧注入失敗）></p> <p>補足説明資料（添付資料 2.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）において、蓄圧タンクの初期圧力及び初期保有水量についての感度解析の結果が示されている。</p> <p>(iii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は<添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下に示されていることを確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、2次系強制冷却及び補助給水流量調整、充てんポンプによる炉心注水、水素濃度低減、蓄圧タンク出口弁閉止、低圧再循環切替、格納容器再循環ファン起動操作については中央制御室からの操作であり、現場操作はない。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>燃料取替用水ピットへの補給準備 (有効性評価上期待しない操作) : <添付十 : 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等>の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員 (当直員) 1名及び現場の重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に20分、ディスタンスピース取替えに30分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、中央制御室での燃料取替用水ピットへの補給準備は有効性評価上、考慮しない。</p> <p>格納容器水素濃度監視 (有効評価上期待しない操作) : <添付十 : 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員 (当直員) 1名、現場対応の重大事故等対策要員3名であり、現場での系統構成、起動操作に35分、装置等の接続に25分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><添付十 : 第7.1.6.6 図「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断LOCA (6インチ破断) + 高圧注入失敗) > <添付十 : 第7.1.6.7 図「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断LOCA (4インチ破断) + 高圧注入失敗) > <添付十 : 第7.1.6.8 図「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断LOCA (2インチ破断) + 高圧注入失敗) ></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>2次系強制冷却操作の開始時間は、ECCS作動信号の発信から10分後とし、主蒸気逃がし弁の開操作に1分を要するとする</u>ことを確認した。この設定は<添付十 : 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定>に倣ったものあることを確認した。さらに、実際には行うが有効性評価上は期待しない現場操作である、高圧注入機能の回復操作、格納容器内水素濃度監視等の作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間としていることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十 : 7.1.6.2(2) c. 重大事故等対策に関連する操作条件></p> <p>③ 2次系強制冷却の手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる可能性の評価については、「(2)b.2.1 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響」に示す。</p> <p><添付十 : 7.1.6.3(3) 操作時間余裕の把握></p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動</p> | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.1.6.8図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間(中破断LOCA(2インチ破断)+高圧注入失敗)>、<添付十：第7.1.6.18図 主蒸気流量の推移(6インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.28図 主蒸気流量の推移(4インチ破断)>より、事象発生と同時に破断流量が確認できること、破断口径の相違に応じた破断流量の挙動となっていることを確認した。また、<添付十：第7.1.6.5図</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。 (ECCS注水機能喪失の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> 破断流量の推移 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気流量 ECCS注水流量 補助給水流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> 2次系圧力 1次系圧力 ECCS注水流量 破断流量 1次系保有水量 気泡炉心水位 燃料被覆管温度 <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> トレンド図の変曲点については、説明を加えること | <p>「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要(「中破断LOCA(2インチ破断)+高圧注入失敗」の事象進展)>、<添付十：第7.1.6.15図 燃料被覆管温度の推移(6インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.25図 燃料被覆管温度の推移(4インチ破断)>からは、LOCAの発生により1次系圧力が低下していること、破断口径の相違に応じた1次系圧力の低下挙動が示されていることを確認した。</p> <p>③ <添付十：第7.1.6.14図 炉心入口流量の推移(6インチ破断)>、<添付十：第7.1.6.24図 炉心入口流量の推移(4インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.34図 炉心入口流量の推移(2インチ破断)>より、2次系強制冷却の開始により連続的な主蒸気流量が確認できること、<添付十：第7.1.6.12図 破断流量の推移(6インチ破断)>、<添付十：第7.1.6.22図 破断流量の推移(4インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.32図 破断流量の推移(2インチ破断)>からは2次系強制冷却の開始により2次系圧力が低下していること、<添付十：第7.1.6.13図 気泡炉心水位の推移(6インチ破断)>、<添付十：第7.1.6.23図 気泡炉心水位の推移(4インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.33図 気泡炉心水位の推移(2インチ破断)>からは主蒸気の放出による蒸気発生器の保有水の減少に追従して補助給水は最大流量(約25kg/s/SG)で注入されていることから、2次系強制冷却に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ <添付十：第7.1.6.5図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要(「中破断LOCA(2インチ破断)+高圧注入失敗」の事象進展)>、<添付十：第7.1.5.15図 蒸気流量の推移(主給水流量喪失)>及び<添付十：第7.1.5.25図 炉心上端ボイド率の推移(負荷の喪失)>より、2次系強制冷却により1次系の圧力が低下し、蓄圧タンク及び余熱除去系による注入が促進されること、<添付十：第7.1.6.8図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間(中破断LOCA(2インチ破断)+高圧注入失敗)>、<添付十：第7.1.6.18図 主蒸気流量の推移(6インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.28図 主蒸気流量の推移(4インチ破断)>において破断流量が低下していること(2インチで顕著)、<添付十：第7.1.6.9図 1次冷却材圧力の推移(6インチ破断)>、<添付十：第7.1.6.19図 1次冷却材圧力の推移(4インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.29図 1次冷却材圧力の推移(2インチ破断)>において、気泡炉心水位はループシールの形成時や蓄圧タンクや余熱除去系による注入が開始するまでの期間においてはTAF以下(4インチ及び6インチ)となるものの、それ以外の期間においては蓄圧タンク、余熱除去系の作動により冠水状態を維持していることから燃料被覆管の温度は1,200℃を下回っていることを確認した。また、破断流量の増減、1次系圧力や炉心気泡水位の変曲点等については、蓄圧タンクや余熱除去系による注入の影響、1次系内の流動状況等の関係を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料2.6.7 ECCS注水機能喪失時における注水温度の影響について)において、燃料取替用水ピット等注水源の水温についての感度解析の結果が示されている。</p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料被覆管温度(酸化量)</p> <p>② 1次系の圧力損失を考慮した1次系圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、ECCS注水機能の喪失に伴い1次冷却系の保有水量が減少し、6インチ破断及び4インチ破断の場合は、炉心が露出するが、2次系強制冷却、蓄圧注入及び低圧注入により、PCTは以下のとおりとなる。</p> <p>ア. 6インチ破断：約581℃</p> <p>イ. 4インチ破断：約891℃</p> <p>ウ. 2インチ破断：約390℃</p> <p>4インチ破断の場合でも、燃料被覆管の酸化量は約1.7%にとどまる。中破断LOCAにより、1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。</p> <p>なお、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故(原子炉冷却材喪失事故)において、大破断LOCAを想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の最高圧力は約0.308MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約132℃に抑えられる。ことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| | <p><添付十：7.1.6.2(3) a. (b) 評価項目等> <添付十：7.1.6.2(3) b. (b) 評価項目等> <添付十：7.1.6.2(3) c. (b) 評価項目等></p> |
| <p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。具体的には、<添付十：第7.1.6.11図 ECCS注水流量の推移(6インチ破断)>、<添付十：第7.1.6.21図 ECCS注水流量の推移(4インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.31図 ECCS注水流量の推移(2インチ破断)>にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である2次系強制冷却による蓄圧タンクと余熱除去系の作動促進及び漏えい量の低減により、燃料被覆管の温度は1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態(高温停止状態又は低温停止状態)に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> </div> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、<u>低圧再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：第7.1.6.9図 1次冷却材圧力の推移(6インチ破断)>、<添付十：第7.1.6.19図 1次冷却材圧力の推移(4インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.29図 1次冷却材圧力の推移(2インチ破断)>にあるとおり、事象発生後60分時点においても炉心気泡水位はTAF以上を維持すること、<添付十：第7.1.6.11図 ECCS注水流量の推移(6インチ破断)>、<添付十：第7.1.6.21図 ECCS注水流量の推移(4インチ破断)>及び<添付十：第7.1.6.31図 ECCS注水流量の推移(2インチ破断)>より燃料被覆管温度は低下傾向を示していること、事象発生から約2.9時間(6インチ)、約3.3時間(4インチ)、約7.2時間(2インチ)以降は余熱除去系による低圧再循環運転に移行して継続的に炉心の冷却・除熱を実施することにより原子炉安定停止状態を維持できることを確認した。また、LOCAの発生により、1次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。(本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器圧力上昇の観点からより厳しいDBA解析の結果で包絡できることを示している。)</p> <p><u>補足説明資料(添付資料2.6.8安定停止状態について(中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故))において、余熱除去系が低圧再循環を実施できる条件となるまでの時間評価を行っており、低圧再循環が可能となる時間は6インチで約2.9時間後、4インチで約3.3時間後、2インチで約7.2時間後であることが示されている。</u></p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

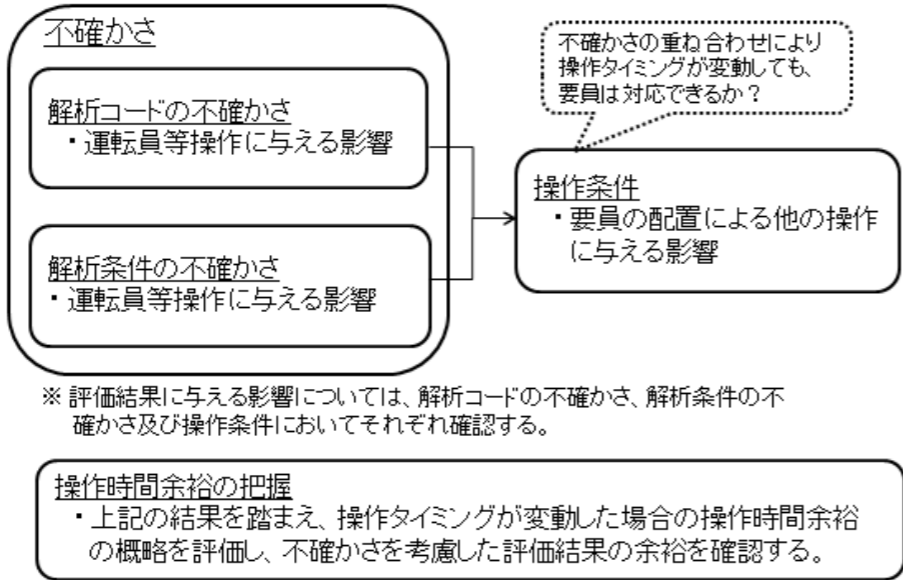
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下において特定されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.3(1) a. 運転員等操作時間に与える影響></p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、M-RELAP5 を用いて1次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧時に、1次冷却材圧力を数百 kPa 程度高く評価する傾向がある。このため、解析結果よりも1次冷却系の減温・減圧が早くなることで、実際の漏えい流量は少なくなり評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.6.3(1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.6.3(1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>補足説明資料(添付資料 2.6.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(ECCS 注入機能喪失))において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、2次系強制冷却操作の開始時間への感度を確認。</p> <p>② 破断口径が変動した場合について、2次系強制冷却操作の開始時間への感度を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、2次系強制冷却操作開始への感度を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径及び評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下に示されていることを確認した。なお、玄海3/4号炉は蒸気発生器2次側保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① <添付十：7.1.6.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.6.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>③ 該当なし。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への影響を確認。</p> <p>② 破断口径が変動（2、4、6インチ破断）した場合について、評価結果への影響を確認。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、蓄圧タンクの保有水量について、全量が炉心へ注水される前に蓄圧タンク出口弁を閉止する場合には、解析条件として最低保有水量に設定することが保守的な設定とならない場合がある。これは、蓄圧タンク内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、蓄圧タンク内の初期の保有水量が少なく気相部の初期の体積が大きい方が、気相部圧力が持続しやすく、蓄圧タンク出口弁を閉止するまでの炉心への注水量が多くなるためである。解析条件では、蓄圧タンクの保有水量を最低保有水量に設定していることから、上記の影響を確認するため、解析結果において炉心が露出した6インチ破断及び4インチ破断において、蓄圧タンクの初期の保有水量に最高保有水量を与えた場合の感度解析を実施した。結果としては、いずれの場合も蓄圧タンクからの注水流量が少なくなり、6インチ破断の場合のPCTは約746℃、4インチ破断の場合のPCTは約928℃となる。この結果より、PCTが1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりは無い。破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の漏えい流量が変動することで、解析結果に影響を与える可能性がある。このため、4インチから2インチ及び4インチから6インチの間の破断口径の場合について、事象初期の破断流量、蓄圧注入及び低圧注入開始時期等の観点から検討した。結果として、いずれの場合もPCTが低下する傾向となることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、玄海3号炉及び4号炉は蒸気発生器2次側保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① <添付十：7.1.6.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>④ 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> | <p>② <添付十：7.1.6.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>補足説明資料（添付資料2.6.11 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）において、破断口径が2、4、6インチの場合の解析結果及び2～4インチの間、4～6インチの間のPCTの傾向が示されている。</p> <p>③ <添付十：7.1.6.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>④ 該当なし。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、2次系強制冷却操作が必要なタイミングが変動する可能性があるが、この操作は中央制御室で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない。なお、操作条件の設定時間には、解析により3分程度の余裕があることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.1.6.4図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（「中破断LOCA（4インチ破断）+高圧注入失敗」の事象進展）></p> <p>></p> <p><添付十：7.1.4.3(2)b.(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.4.3(2)b.(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p>③ <添付十：第7.1.6.4図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（「中破断LOCA（4インチ破断）+高圧注入失敗」の事象進展）></p> <p>></p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 以下により、解析コードが解析条件の不確かさによる操作条件の変化が評価結果に与える影響がないことを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.3(2)b.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><添付十：7.1.6.3(3) 操作時間余裕の把握></p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (ECCS注水機能喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却の開始時間余裕を確認。</p> | <p>(i) 2次系強制冷却操作が遅れた場合の影響について、以下により確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.6.3(3) 操作時間余裕の把握></p> <p>補足説明資料（添付資料2.6.12 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却操作の時間余裕について）において、破断口径が2、4、6インチの場合について、2次系強制減圧操作に3分の操作開始遅れを想定した場合の解析結果が示されている。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について 1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 (i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>(ii) 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>確認結果 (大飯3・4号炉)</p> <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。 ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて18名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下に示されていることを確認した。 ① <添付十：7.1.6.4(2)c. 電源></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.6.4(2)a. 水源></p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLである。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である</u>ことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.6.4(2)b. 燃料></p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p data-bbox="130 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="130 369 593 401">・ 1.～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="130 415 1012 579">・ 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p data-bbox="1041 279 2730 352">事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、低圧注入等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1041 369 2730 579">重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」において2次系強制冷却、低圧注入等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（高圧注入系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1041 596 2730 669">また、2次系強制冷却、低圧注入等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、低圧再循環による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1041 686 2611 718">さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1041 735 2730 808">「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1041 861 2730 934">以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

ECCS再循環機能喪失

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 | 2.7-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 2.7-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 | 2.7-3 |
| (3) 炉心損傷防止対策 | 2.7-4 |
| 2. 炉心損傷防止対策の有効性評価 | 2.7-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 2.7-8 |
| (2) 有効性評価の条件 | 2.7-10 |
| (3) 有効性評価の結果 | 2.7-14 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 2.7-17 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 2.7-19 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 2.7-20 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 2.7-20 |
| b. 操作条件 | 2.7-22 |
| (3) 感度解析 | 2.7-23 |
| (4) 操作時間余裕の把握 | 2.7-24 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 2.7-25 |
| 5. 結論 | 2.7-27 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (炉心損傷防止対策の有効性評価：ECCS再循環機能喪失)

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」における事故シーケンスは、以下の3つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故、 ・ 中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・ 小破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故 <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.1(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス></p> <p><添付十：追補 2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について></p> <p><添付十：第 1-4 表 重要事故シーケンスの選定について></p> |

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、LOCAの発生後、ECCS再循環機能の喪失に伴い1次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、ECCS再循環機能の代替策により継続して炉心注水を行い、炉心を冷却する必要があることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.1(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方></p> |

(3) 炉心損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい、低圧再循環機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、<添付十：第7.1.7.1表「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策について>に於いて、1次冷却材圧力、加圧器水位、余熱除去流量、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>A格納容器スプレイポンプ (RHRSCSS 連絡ライン使用)、A格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを行い、原子炉格納容器内の除熱を継続する。このため、窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用) を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D格納容器再循環ユニット、B格納容器スプレイポンプ、B格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.1(3) 炉心損傷防止対策></p> <p><添付十：第7.1.7.1表「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策について></p> <p><添付十：追補I 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十：1.4.2.1(1)d.(a) A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転></p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態 (低温停止状態※) へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、<u>代替再循環運転を継続する</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>①</p> <p><添付十：7.1.7.1(3) i. 代替再循環運転による炉心冷却></p> <p><添付十：第7.1.7.1表「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策について></p> <p>②</p> <p><添付十：7.1.7.1(3) j. 原子炉格納容器の健全性維持></p> <p><添付十：1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等></p> <p><添付十：1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十：1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| | <p>補足説明資料 (添付資料 2.7.6 安定停止状態について) には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「低温停止状態に到達した時点」であることが示されている。</p> |
| <p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (ECCS 再循環機能喪失の場合) ① 代替再循環に係る計装設備を確認。 ② 格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) <添付十：第 7.1.7.1 表「ECCS 再循環機能喪失」における重大事故等対策について>において、状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (ECCS 再循環機能喪失の場合) ① 代替再循環への移行条件を確認。</p> | <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下に示されていることを確認した。 <添付十：7.1.7.1(3) h. 再循環自動切換失敗時の対応></p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。 ① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策について以下により確認した。 ① <添付十：7.1.7.1(3) h. 再循環自動切換失敗時の対応> <添付十：第 7.1.7.3 図「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要 (「大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」の事象進展) > ② <添付十：1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等> <添付十：1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等> <添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等> ③ <添付十：7.1.7.1(3) h. 再循環自動切換失敗時の対応> <添付十：第 7.1.7.3 図「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要 (「大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」の事象進展) ></p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備 (常設、可搬、計装) については、<添付十：第 7.1.7.1 表「ECCS 再循環機能喪失」における重大事故等対策について>の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認し</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>た。</p> <p>2) <添付十：追補2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について>、<添付十：別紙3 第1表 米国・欧州での重大事故等対策に係る設備例との比較>において、代替再循環機能について米国・欧州での対策との比較を行っており、玄海3号炉及び4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>（i）格納容器スプレイポンプによる代替再循環、格納容器内自然対流冷却や格納容器スプレイ再循環等に関連する設備として、格納容器再循環サンプ、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）等及びこれらを接続する配管や弁が以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.7.1 図「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図></p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>（i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.1.7.3 図「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要（「大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗」の事象進展）>の事象進展において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下に明確にされていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.7.2 図「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要（判定プロセス）> <添付十：第7.1.7.3 図「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要（「大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗」の事象進展）></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>(i) タイムチャートは、＜添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等＞等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は、＜添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等＞、＜添付十：1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等＞、＜添付十：1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等＞、＜添付十：1.15 事故時の計装に関する手順等＞と整合していることを確認した。</p> <p>③ 燃料取替用水ピット補給操作や再循環機能回復操作、主蒸気逃がし弁開操作等、（実際には行うが）解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間のうち、代替再循環については、中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達してから現場で実施する操作であるため、代替再循環開始は再循環機能喪失から30分としており、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」にしたがって操作条件が設定されていることを確認した。</p> |

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を選定する。</p> <p>これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対する余裕時間の観点では、1 次冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。本事故シーケンスグループのうち、中小破断 LOCA 等の発生時に高圧再循環機能が喪失する事故シーケンスでは、破断口径が小さいことから、大破断 LOCA が発生する場合と比べて 1 次冷却材圧力の低下が緩やかなため、2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減圧が必要である。このため、本重要事故シーケンスと対策が異なるが、この対策は「ECCS 注水機能喪失」における対策と同一であり、そこでこの対策の有効性を確認することを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.2(1) 有効性評価の方法></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系における気液分離・対向流及び ECCS 強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における1次冷却材の沸騰やポイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系における気液分離や対向流などを取り扱うことができる MAAP を用いる。なお、MAAP については、大破断 LOCA 時の事象初期の原子炉容器内水位、燃料被覆管温度並びに原子炉格納容器圧力及び温度に対する適用性が低い。このため、これらの事象初期の結果については、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）における大破断 LOCA を想定した解析結果を参照することを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p style="text-align: center;"> <補足説明資料 大飯3号炉及び4号炉 重大事故等対策の有効性評価：添付資料 2.7.3 MAAP の大破断 LOCA への適用性について> において、MAAP コードは大破断 LOCA 初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位、原子炉格納容器内温度についての適用性は低いものの、事象初期以降の過渡応答については現行の DBA コードと概ね同程度の評価が行えることが示されている。 </p> |
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>h. ECCS 再循環機能喪失</p> <p>(a) 大破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 大破断 LOCA の発生後、ECCS 再循環機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、蓄圧注入系及び低圧注入系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>iii. 低圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. ECCS 水源補給をして時間余裕を確保しつつ、ECCS 再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却機能を確保</p> <p>(b) 中小破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断 LOCA の発生後、ECCS 再循環機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。</p> <p>iii. 高圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. ECCS 水源補給をして時間余裕を確保しつつ、ECCS 再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却機能を確保</p> <p>ii. 原子炉を減圧した上で、低圧注入系（再循環モード）によって長期</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>の炉心冷却機能を確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、ECCS の作動が早くなることで、ECCS 再循環切替失敗時期が早くなるため、その時点での炉心崩壊熱が高くなることで、ECCS 再循環切替失敗による炉心水位の低下が速くなり、炉心の露出の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、LOCA が発生するものとし、破断口径は、1 次冷却系配管の完全両端破断とする。破断位置は、低温側配管（原子炉容器と ECCS の注水配管の間）とする。これは、破断ループに接続された ECCS の注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。また、安全機能の喪失に対する仮定は、低圧再循環機能及び高圧再循環機能の喪失であり、起因事象と安全機能喪失の仮定は PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② <添付十：第 7.1.7.2 表「ECCS 再循環機能喪失」の主要解析条件（大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗）>において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱や 1 次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(ECCS再循環機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイポンプ作動信号の設定値について確認。 ・ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの使用台数、用いる注入特性とその考え方を確認。 ・ 格納容器スプレイポンプの使用台数、用いる注入特性とその考え方を確認。 ・ 補助給水ポンプについて、電動補助給水ポンプとタービン動補助給水ポンプの台数、流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持圧力・初期保有水量の設定とその考え方を確認。 ・ 代替再循環の注入流量を確認（崩壊熱による蒸散量を上回る流量か） | <p>(i) 機器条件として、ECCS再循環切替失敗前の炉心注水流量は、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台使用時の最大注入特性を用いる。最大注入特性とする場合、燃料取替用水ピットの水位の低下が速くなることで、ECCS再循環切替時期が早くなるため、その時点での炉心崩壊熱が高くなることによって、ECCS再循環切替失敗による炉心水位の低下が速くなり、炉心の露出の観点では、厳しい設定となる。代替再循環による炉心注水流量は、格納容器スプレイポンプ1台を使用して200m³/hとする。この流量は、ECCS再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る値であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.7.2表「ECCS再循環機能喪失」の主要解析条件（大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗）></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している低圧再循環機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は<添付十:6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下に示されていることを確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作: <添付十:1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は中央制御室の運転員(当直員)1名、現場対応の運転員(当直員)2名であり、現場での代替再循環系統構成操作に12分、中央制御室での代替再循環系統構成操作、起動操作に10分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>燃料取替用水ピットへの補給操作(有効性評価上、期待しない操作): <添付十:1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手段等>の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員(当直員)1名及び現場の重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に20分、ディスタンスピース取替えに30分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、燃料取替用水ピットへの補給操作は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><添付十:1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十:1.4.2.1(i)d.(a) A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS 連絡ライン使用)による代替再循環運転></p> <p><添付十:第1.4.16図 A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替再循環運転 タイムチャート></p> <p><添付十:1.7.2.1(2a.A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却)></p> <p><添付十:第1.7.2図 A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 タイムチャート></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、代替再循環の開始時間は、現場での代替再循環の系統構成等に必要な時間を考慮し、ECCS再循環切替失敗から30分後とすることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十:7.1.7.2(2)c. 重大事故等対策に関連する操作条件></p> <p><添付十:7.1.7.3(3) 感度解析></p> <p><添付十:6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定></p> <p>③ 該当なし。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> | |
| <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p> | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② <添付十：第7.1.7.7図 破断流量の推移>、<添付十：第7.1.7.5図 1次冷却材圧力の推移>より、事象発生と同時に破断流量が確認できること、大破断 LOCA の発生により1次系圧力が急激に低下していることを確認した。 ③ <添付十：第7.1.7.8図 高圧注入流量の推移>、<添付十：第7.1.7.9図 低圧注入流量の推移>及び<添付十：第7.1.7.10図 代替再循環流量の推移>より、大破断 LOCA の発生にしたがって、1次系圧力が急低下し安全注入信号の発信により高圧注入系、低圧注入系が作動していること、その後、燃料取替用水ピット水位が16%に到達した段階で再循環切替に失敗したことにより、高圧注入系、低圧注入系の流量</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(ECCS 再循環機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 破断流量の推移 ・ 1次系圧力 動的機器の作動状況： ・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量 ・ 代替再循環流量 対策の効果： ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系温度 ・ 燃料被覆管温度 ・ 格納容器再循環サンプ水温度 ・ 格納容器圧力 ・ 格納容器温度</p> | <p>がゼロとなっていることを確認した。再循環切替失敗+30分より、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環が開始し、所定の流量(200m³/h→約55.6kg/s)で炉心注水されていることから、動的機器が意図通りに作動していることを確認した。</p> <p>④ <添付十：第7.1.7.8図 高圧注入流量の推移>、<添付十：第7.1.7.12図 燃料被覆管温度の推移>より、事象発生直後には原子炉容器内水位が一時的に低下するものの、高圧注入系、低圧注入系の作動により水が回復・維持されていること、その後、再循環機能喪失により原子炉容器内水位は低下傾向を示すものの、再循環機能喪失+30分より開始する代替再循環により原子炉容器水位は回復しTAF以上が維持されていることから、燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。なお、原子炉容器内水位の解析コード間の比較、代替再循環開始までの操作時間余裕については、「(3)感度解析」及び「(4)操作時間余裕の把握」で確認する。<添付十：第7.1.7.6図 1次冷却材温度（炉心部温度）の推移>より、再循環機能喪失に伴って1次系温度は上昇傾向を示すものの、その後の代替再循環により1次系温度の上昇は抑制されていることを確認した。<添付十：第7.1.7.15図 原子炉格納容器圧力の推移>、<添付十：第7.1.7.16図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移>及び<添付十：第7.1.7.14図 格納容器再循環サンプ水温度の推移>より、代替再循環及び格納容器スプレイ再循環により炉心、原子炉格納容器の冷却・除熱が確立していることから、格納容器再循環サンプ水位はサブクールを維持していること、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は抑制されていることを確認した。また、破断流量の増減については、1次系圧力や代替再循環流量等の関係を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.7.100 ECCS再循環機能喪失における事象初期の応答について）において、<添付十：第7.1.7.7図 破断流量の推移>と<添付十：第7.1.7.15図 原子炉格納容器圧力の推移>の事象初期部分の拡大図が示されている。</p> |
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること | |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、大破断LOCAにより、事象初期に、一時的に炉心が露出するが、ECCSによる炉心注水により、冠水状態となる。その後、ECCS再循環切替失敗により炉心水位は低下するが、代替再循環による炉心注水により炉心水位は回復する。これらの期間を通じて燃料被覆管温度が最も上昇するのは、事象初期であるため、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）の解析結果を参照する。PCTは約984℃であり、1,200℃を超えることはない。燃料被覆管の酸化量は約0.4%であり、15%以下である。また、1次冷却系の最高圧力は、約16.3MPa[gage]に抑えられる。大破断LOCAにより、1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）において大破断LOCAを想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の最高圧力は約0.308MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約132℃に抑えられることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.2(3) b. 評価項目等></p> |
| <p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、<添付十：第7.1.7.11図 原子炉容器内水位の推移>、<添付十：第7.1.7.12図 燃料被覆管温度の推移>にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入系、低圧注入系による炉心注水、代替再循環による炉心注水により燃料被覆管の温度は1,200℃以下に抑えられ、燃料被覆管の酸化割合は15%以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、代替再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができるとしている</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p>ことを確認した。具体的な確認結果は以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：第7.1.7.11図 原子炉容器内水位の推移>、<添付十：第7.1.7.12図 燃料被覆管温度の推移>、<添付十：第7.1.7.15図 原子炉格納容器圧力の推移>及び<添付十：第7.1.7.16図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移>にあるとおり、事象発生後5時間時点においても原子炉容器内水位はTAF以上を維持することから燃料被覆管温度の温度は低く抑えられていること、格納容器スプレイ再循環及び代替循環により炉心・原子炉格納容器の冷却・除熱が確立していることから、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は抑制されており、原子炉は安定停止状態を維持していることを確認した。なお、代替再循環の水源は格納容器再循環サンプルであり、1次系温度は格納容器サンプル水温と同じかこれに近いものであり、格納容器再循環サンプル水温は約2.0時間後に93℃以下となっていることから約2.0時間後を原子炉安定停止状態としている。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.7.6 安定停止状態について）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「低温停止状態に到達した時点」であることが示されている。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

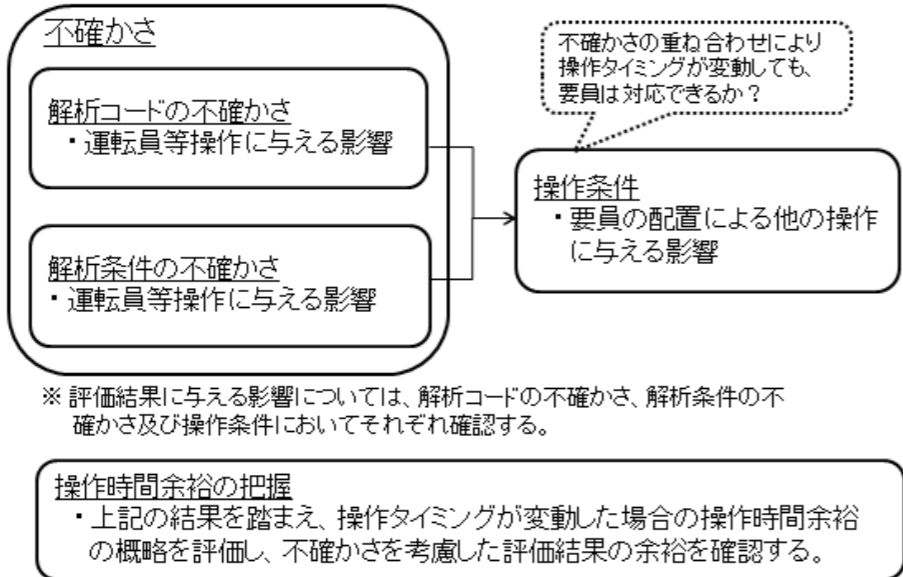
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下より妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下において特定されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><添付十：7.1.7.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>※ 本評価事故シーケンスにおいては、解析コードの不確かさとして、MAAP と M-RELAP5 のコードの炉心露出時刻の相違を「(3) 感度解析」で評価しており、ここでは確認不要。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認。</p> | <p>※ 本評価事故シーケンスにおいては、解析コードの不確かさとして、MAAP と M-RELAP5 のコードの炉心露出時刻の相違を「(3) 感度解析」で評価しており、ここでは確認不要。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 破断口径が変動した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>② 炉心崩壊熱が変動した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>④ 燃料取替用水タンク保有水量の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>⑤ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下に示されていることを確認した。なお、玄海3号炉及び4号炉では原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水ピット保有水量、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、1次冷却系圧力及び温度が高めに解析されている。炉心の崩壊熱として最確値を与えた場合には、1次冷却系圧力が低くなることで ECCS による炉心注水流量が多くなり、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、代替再循環切替操作時間の余裕を踏まえると解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>② <添付十：7.1.7.3(2)a.(a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> | <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下に示されていることを確認した。なお、玄海3号炉及び4号炉では、蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水ピット保有水量、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量は設計値を用いている。</p> <p>① <添付十：7.1.7.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>② 破断口径が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>⑥ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> | <p>② <添付十：7.1.7.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間(タイムチャート)を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>上記のとおり、代替再循環切替操作が必要なタイミングが早くなるなど、そのタイミングは変動する可能性があるが、現場での代替再循環ライン系統構成は専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.1.7.4図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間(大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗)></p> <p>② <添付十：第7.1.7.4図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間(大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗)></p> <p>③ <添付十：第7.1.7.4図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間(大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗)></p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 以下により、解析コードが解析条件の不確かさによる操作条件の変化が評価結果に与える影響がないことを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.3(2)b.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><添付十：7.1.7.3(3) 感度解析></p> |

(3) 感度解析

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 重要現象の予測の不確かさは他の方法で評価されているか</p> <p>1) 他コードとの比較により解析結果の妥当性を確認しているか。</p> <p>(i) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているか確認する。</p> <p>(ECCS再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心露出の予測時刻について、MAAPの結果のみならず、他のコードの結果でも評価しているかを確認。</p> <p>② 炉心露出時刻の不確かさを考慮しても運転員は対応可能かを確認。</p> | <p>(i) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① MAAPを用いてLOCAについて解析した場合、炉心水位挙動に対する不確かさがある。この影響を確認するため、M-RELAP5と炉心露出開始時間を比較した。結果としてMAAPによる炉心露出開始時間は、M-RELAP5による炉心露出開始時間と比べて約15分程度遅くなるケースがあった。このため、不確かさの影響の評価として、M-RELAP5を用いて代替再循環切替の開始時間をECCS再循環切替失敗から15分後とした感度解析を実施した。結果として、ECCS再循環切替失敗以降において燃料被覆管温度が上昇することはなく、PCTが1,200℃以下であるという評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.3(3) 感度解析></p> <p><添付十：第7.1.7.17図 原子炉容器内水位の推移（コード間比較）></p> <p><添付十：第7.1.7.18図 燃料被覆管温度の推移（M-RELAP5）></p> <p>② ①にあるとおり、本重要事故シーケンスの対策である代替再循環切替操作については、ECCS再循環切替失敗から15分後までに完了する必要があるが、これまでの訓練実績を踏まえるとECCS再循環切替失敗から11分後までに完了できる。なお、M-RELAP5を用いてLOCAについて解析した場合、炉心水位挙動において、試験データとの比較等により炉心露出予測は保守的な傾向を示していることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.3(3) 感度解析></p> <p><添付十：第7.1.7.17図 原子炉容器内水位の推移（コード間比較）></p> <p><添付十：第7.1.7.18図 燃料被覆管温度の推移（M-RELAP5）></p> <p>補足説明資料（添付資料2.7.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について）において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.7.8 「ECCS再循環機能喪失」における解析コードMAAPの不確かさについて）において、MAAPとM-RELAP5との炉心露出時間の比較が示されている。</p> |

(4) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始時間余裕を確認。</p> | <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.7.3(4) 操作時間余裕の把握></p> <p><添付十：第7.1.7.19図 原子炉容器内水位の推移 (代替再循環操作時間余裕確認) (M-RELAP5)></p> <p><添付十：第7.1.7.20図 燃料被覆管温度の推移 (代替再循環操作時間余裕確認) (M-RELAP5)></p> <p>補足説明資料 (添付資料 2.7.9 ECCS 再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について) において、代替再循環について5分の操作開始遅れを想定した解析結果が示されている。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> | |
| <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 (i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>(ii) 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて18名である。これに対して、<u>運転員 (当直員)、緊急時対策本部要員 (指揮者等) 及び重大事故等対策要員は74名であり対応が可能である</u>ことを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員が確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>(ii) 電源供給量の充足性について、<u>電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きい</u>ため、<u>対応が可能である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十 : 7.1.7.4(2)c. 電源></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：7.1.7.4(2)a. 水源></p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である</u>ことを確認した。水源については、上記(iii)にあるとおり、初期対策としては燃料取替用水ピットの保有水を用い、長期対策としては、格納容器再循環サンプを水源とすることを確認しており、発災から7日間については電源、水源ともに外部支援は必要としないことを確認した。</p> <p><添付十：7.1.7.4(2)b. 燃料></p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替再循環等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」において代替再循環等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、代替再循環切替について、ECCS 再循環切替失敗から 15 分後までに完了できることを踏まえれば、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（ECCS 再循環系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、代替再循環により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、代替再循環による炉心冷却を継続することを確認した。</p> <p>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、中小破断 LOCA 等の発生時に高圧再循環機能が喪失する事故シーケンスでは、本重要事故シーケンスと対策が異なるが、この対策は「ECCS 注水機能喪失」における対策と同一であり、そこで対策の有効性を確認したことと併せれば、「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」における有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策 | 2.8-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 2.8-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方 | 2.8-3 |
| (3) 炉心損傷防止対策 | 2.8-4 |
| 2. 炉心損傷防止対策の有効性評価 | 2.8-9 |
| (1) 有効性評価の方法 | 2.8-9 |
| (2) 有効性評価の条件 | 2.8-11 |
| (3) 有効性評価の結果 | 2.8-16 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 2.8-20 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 2.8-22 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 2.8-23 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 2.8-23 |
| b. 操作条件 | 2.8-25 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 2.8-26 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 2.8-27 |
| 5. 結論 | 2.8-29 |

大飯発電所3, 4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項
 (炉心損傷防止対策の有効性評価：格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損))

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) ¹ |
|---|--|
| 1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について 1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。 (注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。) | 1) 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ インターフェイスシステムLOCA ・ 蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗 <添付+ 追補2. I : 第1-4表「重要事故シーケンスの選定について」> |

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、1次冷却材の原子炉格納容器内外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至ることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、炉心注水を継続するとともに、1次冷却系の減温・減圧を行うことで、原子炉格納容器内外への漏えいを抑制する必要があることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策></p> |

(3) 炉心損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備の時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>① IS-LOCA の発生を判別するための計装設備を確認。</p> <p>② SGTR の発生を判別するための計装設備を確認。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの対応における事象を判別するパラメータに関する計装設備について、以下のとおり確認した。</p> <p>① インターフェイスシステム LOCA (IS-LOCA) では、IS-LOCA の発生を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について (インターフェイスシステム LOCA) >において、加圧器水位及び圧力の低下、補助建屋内放射線監視モニタの指示上昇、蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ指示正常等により発生を判断することを確認した。</p> <p>② 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) では、SGTR の発生を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) >において、蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ指示、蒸気発生器水位及び主蒸気圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下により発生及び破損側蒸気発生器を判断することを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作による 1 次冷却系の減圧と高圧注入ポンプによる炉心注水により 1 次冷却系の減温、減圧を実施する。このため、高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水ピット、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等></p> <p><添付十：第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について (インターフェイスシステム LOCA)、第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) ></p> <p><補足説明資料：添付資料 1.3.19 インターフェイスシステム LOCA 時の余熱除去系隔離の概略図>において、余熱除去系の隔離の際に閉止する弁が示されている。</p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態 (低温停止状態*) へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>・ 余熱除去系の系統構成を確認し、健全側の余熱除去系が使用できるかを確認。(IS-LOCA 時、余熱除去系の隔離弁が高圧側にある場合は、余熱除去系は A、B 系同時に機能喪失しないため、健全側の余熱除去系で冷却できる)</p> <p>※ 有効性評価ガイドでは、安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、インターフェイスシステム LOCA の場合は、健全側余熱除去系による炉心冷却を実施する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。蒸気発生器伝熱管破損の場合は、1 次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について (インターフェイスシステム LOCA)、第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) ></p> <p><補足説明資料：添付資料 2.8.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について>において、余熱除去ポンプ下流の A 系と B 系の連絡ラインが高圧設計部にあり、A 系、B 系のどちらかでインターフェイスシステム LOCA が生じた場合には、高圧設計の逆止弁により他方の余熱除去系の低圧部設計は健全性を確保でき、長期対策として余熱除去系を使用した除熱を実施することが示されている。</p> <p>② <添付十：7.1.8.2(3) 有効性評価の結果></p> <p><補足説明資料：添付資料 2.8.7 安定停止状態について①>において、例温停止状態について「漏えいが停止し、低温停止状態に到達」と</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|--|--|
| <p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (CVバイパスの場合)</p> <p>① ECCSによる炉心注水に係る計装設備を確認。 ② 2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧に係る計装設備を確認 ③ 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備を確認。 ④ 充てんポンプによる1次冷却系のフィードアンドブリード及び代替再循環による1次冷却系のフィードアンドブリードに係る計装設備を確認。(SGTR時に余熱除去系の接続に失敗した場合)</p> <p>参考: クールダウンアンドリサーキュレーションとは、上記①～④の操作を含んでいる。例えば、SGTR等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に2次系強制冷却、1次冷却系減圧でRCSを減圧して漏えい量を低減させるとともに、余熱除去系による冷却で長期的に炉心を冷却する操作である。詳細は以下参照。</p> <p>蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いたSGによる除熱および加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却する。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWS Tへほう酸水の補給を行い、フィードアンドブリードを実施した後、ECCS再循環を実施する。</p> | <p>示されている。</p> <p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備について、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① ECCSによる炉心注水に係る計装設備 ② 2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系の減圧に係る計装設備 ③ 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備 ④ 充てんポンプによる1次冷却系のフィードアンドブリード及び代替再循環による炉心冷却に係る計装設備</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十: 第7.1.8.1表「格納容器バイパス」における重大事故等対策について(インターフェイスシステムLOCA)、第7.1.8.2表「格納容器バイパス」における重大事故等対策について(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (CVバイパスの場合)</p> <p>① 余熱除去系を用いた炉心冷却への移行条件を確認。 ② 余熱除去系による炉心冷却に失敗した場合の対策である代替再循環への移行条件を確認(SGTR時に余熱除去系の接続に失敗した場合)。</p> | <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える以下の条件についてを確認した。</p> <p>① 余熱除去系を用いた炉心冷却への移行条件 ② 余熱除去系による炉心冷却に失敗した場合の対策である代替再循環への移行条件</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十: 7.1.8.1(3)炉心損傷防止対策></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|---|--|
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> <hr/> <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の項目の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順として整備していること</p> <p>② 有効性評価上は期待しないが中央制御室からの余熱除去系の隔離操作及び現場での破損蒸気発生器隔離操作に係る手順。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていること</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.1(3) 炉心損傷防止対策></p> <p><添付十 追補1：1.3 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、1.13 「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」></p> <hr/> <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.8.1表「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（インターフェイスシステムLOCA）、第7.1.8.2表「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）></p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>2) 格納容器バイパス防止について米国・欧州での対策との比較を行っており、大飯3, 4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：追補2. I 別紙3 第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較></p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領 (例)</p> <p>・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</p> | <p>3) 格納容器バイパス防止対策の概略系統図について</p> <p>(i) 対策に係る主要機器・配管・弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.1.8.1図「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図（インターフェイスシステムLOCA）、第7.1.8.2図「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要(フロー)について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。 <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>4) 対応手順の概要について</p> <p>(i) 想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認した。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、手順着手の判断基準が明確にされていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：第 7.1.8.3 図「格納容器バイパス」の対応手順の概要(判定プロセス)(インターフェイスシステム L O C A)、第 7.1.8.4 図「格納容器バイパス」の対応手順の概要(「インターフェイスシステム L O C A」の事象進展)、第 7.1.8.5 図「格納容器バイパス」の対応手順の概要(判定プロセス)(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)、第 7.1.8.6 図「格納容器バイパス」の対応手順の概要(「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展)></p> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認した。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：7.1.8.1(3) 炉心損傷防止対策> <添付十：第 7.1.8.4 図「格納容器バイパス」の対応手順の概要(「インターフェイスシステム L O C A」の事象進展)、第 7.1.8.6 図「格納容器バイパス」の対応手順の概要(「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展)></p> |
| <p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> | <p>5) 事故シーケンスの対応に必要な要員について</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていること</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していること</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていること</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性(時間余裕等)</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：第 7.1.8.7 図「格納容器バイパス」の作業と所要時間(インターフェイスシステム L O C A)、第 7.1.8.8 図「格納容器バイパ</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 ・ タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>ス」の作業と所要時間（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）＞</p> <p>＜添付十：6.3.5 運転員等操作時間に対する仮定＞</p> |

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>1) 重要事故シーケンス選定の適切性として</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① ① <添付十：6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定 (3) 重要事故シーケンスの選定 ch. 格納容器バイパス>に選定理由が示されている。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」を選定する。これは、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して両方の事故シーケンスを選定することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>2) 使用する解析コードの適切性として</p> <p>(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象が示されていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法></p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における1次冷却材の沸騰やボイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系からの冷却材の放出、加圧器からの冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができるM-RELAP5を用いることを確認した。</p> <p>M-RELAP5の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|----------------|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>f. 格納容器バイパス</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. インターフェイスシステム LOCA の発生後、破断箇所の隔離に失敗し、原子炉冷却材の有効な注入が不可能となり、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件 (「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開又は内部破損によって、低圧設計部分が過圧され、破断する事象を想定する。</p> <p>ii. 低圧設計部分の破断箇所は、原子炉圧力が加わることによって、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. インターフェイスシステム LOCA 発生箇所の隔離対策</p> <p>ii. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、ECCS水源の補給を伴うフィードアンドブリード、並びに ECCS 再循環及び原子炉格納容器冷却</p> <p>(b) 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 蒸気発生器伝熱管破損の発生後、破損蒸気発生器の隔離に失敗することによって、原子炉冷却材の漏えいが継続し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件 (「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>i. 蒸気発生器伝熱管の破損を想定する。</p> <p>ii. 破損蒸気発生器の隔離失敗を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉の冷却・減圧後に、「RHR によって除熱する場合」及び「RHR</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>の接続に失敗する場合」を想定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、並びに RHR による崩壊熱の除去</p> <p>ii. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、ECCS 水源の補給を伴うフィードアンドブリード、並びに ECCS 再循環及び原子炉格納容器冷却</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起回事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起回事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起回事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>IS-LOCA :</p> <ul style="list-style-type: none"> IS-LOCA の破断口径と設定の考え方を確認。 <p>SGTR :</p> <ul style="list-style-type: none"> 破損側蒸気発生器の隔離失敗の想定を確認。 | <p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起回事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>IS-LOCA (インターフェイスシステム LOCA) :</p> <p>① 起回事象として、1次冷却系から原子炉格納容器外への漏えいが発生するものとし、1次冷却材の漏えい箇所は、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等とする。漏えい箇所は、余熱除去系統の圧力挙動の評価により、余熱除去系機器等に1次冷却系の圧力を上回る荷重がかからないこと、及び余熱除去系統配管が破断に至らないことを確認した上で、設定している。また、破断口径は、余熱除去系逃がし弁については実機の口径に基づき、余熱除去系機器等については実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値を設定している。具体的には、原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁では等価直径約 2.5cm (約 1 インチ) 相当、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁では等価直径約 10cm (約 4 インチ) 相当とする。余熱除去系機器等では、等価直径約 2.8cm (約 1.12 インチ) 相当とする。ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (2) 有効性評価の条件 a. (a) i. 起回事象及び ii. 安全機能の喪失に対する仮定></p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.1.8.3 表「格納容器バイパス」の主要解析条件 (インターフェイスシステム LOCA) ></p> <p>SGTR (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) :</p> <p>① 起回事象として、1次冷却系から原子炉格納容器外への漏えいが発生するものとし、破断位置及び破断口径は、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断するものとすることを確認した。また、安全機能の喪失に対する仮定として、破損側蒸気発生器の隔離失敗の想定は、</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| | <p>原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとすることを確認した。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：第7.1.8.4表「格納容器バイパス」の主要解析条件（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）></p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがあ</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>る場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件 (容量等) について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値 (添付八) と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>IS-LOCA :</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注入ポンプの使用台数、用いる注入特性を確認。 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。 主蒸気逃がし弁の使用個数を確認。 余熱除去冷却器出口/入口逃がし弁の吹き止まり圧力を確認。 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定を確認。 <p>SGTR :</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注入ポンプの使用台数、用いる注入特性を確認。 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。 主蒸気逃がし弁の使用個数を確認。 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定を確認 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件の妥当性</p> <p>(i) 機器条件として、IS-LOCA の場合は、<u>炉心注水流量は、高圧注入ポンプ2台使用時の最大注入特性を用いる。これは、1次冷却材の漏えい量の観点では、1次冷却系からの漏えい量を増加させるため厳しい設定である。2次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は4個とする。</u></p> <p><u>また、余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁の吹き止まり圧力は、設計値を用いる</u>ことを確認した。SGTR の場合は、<u>炉心注水流量は、高圧注入ポンプ2台使用時の最大注入特性を用いる。これは、1次冷却材の漏えい量の観点では、1次冷却系からの漏えい量を増加させるため厳しい設定である。また、2次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は健全側の3個とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>IS-LOCA (インターフェイスシステムLOCA) :</p> <p>① <添付十: 第 7.1.8.3 表「格納容器バイパス」の主要解析条件 (インターフェイスシステムLOCA) ></p> <p><補足説明資料: 添付資料 2.8.5 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響>において、蓄圧タンクの初期圧力の影響が示されている。</p> <p>SGTR (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) :</p> <p>① <添付十: 第 7.1.8.4 表「格納容器バイパス」の主要解析条件 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) ></p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスにおいて、機能喪失の要因として故障の復旧には期待していないことを確認した。</p> <p>なお、安全機能の喪失に対する仮定について以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十: 6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定></p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策 (炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等) については、その操作余裕時間を確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>IS-LOCA (インターフェイスシステムLOCA) :</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、「重大事故等防止技術的能力説明資料」による時間内であることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十: 追補 1. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等、1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>2次系強制冷却の開始時間は、余熱除去系統からの漏えいの判断や余熱除去系統の隔離操作等に必</u></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>要な時間を考慮し、ECCS 作動信号発信から 25 分後とする。また、高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧注入から充てん注入に切替えるための操作開始時間は、ECCS 停止条件(1 次冷却材のサブクール度 40℃以上及び加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中等) 成立時点からとする。また、加圧器逃がし弁の開閉操作は、以下の条件が成立すれば、1 個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。i) ECCS 停止条件成立前は、1 次冷却材のサブクール度 60℃以上で開とし、サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉とする。ii) ECCS 停止条件成立後は、1 次冷却材のサブクール度 20℃以上で開とし、サブクール度 10℃以下で閉とすることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (2) 有効性評価の条件 a. (c) 重大事故等対策に関連する操作条件、7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (3) 操作時間余裕の把握></p> <p>③ 手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、その理由が妥当なものであることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：第 7.1.8.4 図「格納容器バイパス」の対応手順の概要（「インターフェイスシステム L O C A」の事象進展）></p> <p>SGTR（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）：</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、「重大事故等防止技術的能力説明資料」による時間内であることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：追補 1. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等、1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、破損側蒸気発生器の隔離操作の開始時間は、原子炉トリップ信号発信の 10 分後からとし、操作完了に 2 分を要するものとする。2 次系強制冷却操作の開始時間は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点からとし、主蒸気逃がし弁の開操作完了に 1 分を要するものとする。高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧注入から充てん注入に切替えるための操作開始時間は、ECCS 停止条件（1 次冷却材のサブクール度 40℃以上及び加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中等）成立時点からとし、操作完了に 2 分を要するものとする。また、加圧器逃がし弁の開閉操作を行う条件は「インターフェイスシステム LOCA」と同一であることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (2) 有効性評価の条件 b. (c) 重大事故等対策に関連する操作条件></p> <p>③ 手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、その理由が妥当なものであることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：第 7.1.8.6 図「格納容器バイパス」の対応手順の概要（「蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展）></p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> | <p>確認結果 (大飯3・4号炉)</p> <p>1) 解析結果における挙動説明の妥当性等</p> <p>(i) 事象進展の説明について、事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていること及び事象進展やプラントの過渡応答が適切であることを確認した。</p> <p>IS-LOCA (インターフェイスシステムLOCA) :</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されていること</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータ</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 (CVバイパスの場合)</p> <p><u>IS-LOCA</u></p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断流量 ・ 破断流クオリティ ・ 1次冷却系圧力 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気流量 ・ 加圧器逃がし弁・安全弁流量 ・ 補助給水流量 ・ 1次冷却系注水流量・積分値 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系圧力 ・ 破断流量 ・ 1次冷却系温度 ・ 1次冷却系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 炉心上端ボイド率、加圧器水位 <p><u>SGTR</u></p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断流量 ・ 破損側蒸気発生器圧力 ・ 1次冷却系圧力 ・ 蒸気発生器水位 ・ 蒸気流量 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気流量 ・ 補助給水流量 ・ 1次冷却系注水流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系圧力・2次系圧力 ・ 破断流量 ・ 1次冷却系温度 ・ 1次冷却系保有水量 ・ 原子炉容器内水位 ・ 燃料被覆管温度 | <p><添付十：7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (3) 有効性評価の結果 a.(a) 事象進展></p> <p><添付十：第7.1.8.9 図1次冷却材圧力の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.10 図1次冷却材温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.11 図1次冷却系保有水量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.12 図1次冷却系注水流量 (高圧及び充てん) の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.13 図1次冷却系注水流量 (蓄圧注入) の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.14 図注水流量積分値の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.15 図加圧器逃がし弁流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.17 図破断流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.18 図破断流クオリティの推移 (インターフェイスシステムLOCA)、</p> <p><添付十：第7.1.8.19 図炉心上端ボイド率の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.20 図燃料被覆管温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.21 図蒸気発生器への給水流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><添付十：第7.1.8.22 図蒸気流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)></p> <p><u>SGTR (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)：</u></p> <ol style="list-style-type: none"> ① 事象進展の説明は時系列的に整理されていること ② 起因事象に関連するパラメータの挙動 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータ <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価 (3) 有効性評価の結果 b.(a) 事象進展></p> <p><添付十：第7.1.8.23 図1、2次冷却系圧力の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.24 図1次冷却材温度の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.25 図1次冷却系注水流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.26 図破断流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.27 図加圧器逃がし弁流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.28 図1次冷却系保有水量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.29 図炉心上端ボイド率の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.30 図加圧器水位の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.31 図原子炉容器内水位の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.32 図燃料被覆管温度の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.33 図蒸気発生器水位の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><添付十：第7.1.8.35 図蒸気流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)></p> <p><補足説明資料：添付資料2.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について>において、燃料取替用水ピットが枯渇するまでの時間が示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>・ 加圧器水位</p> <p>記載要領（例）</p> <p>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p> | <p><補足説明資料：添付資料 2.8.10 破損 SG の違いによる事象収束の違いについて>において、破損蒸気発生器ループの違いによる影響が示されている。</p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料被覆管温度（酸化量）</p> <p>② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p> | <p>(ii) 上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、IS-LOCA の評価項目となるパラメータについては、<u>余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、高圧注入ポンプによる炉心注水及び2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約390℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.3MPa[gage]に抑えられる。余熱除去ポンプ入口逃がし弁等から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいにより、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている</u>ことを確認した。SGTR の評価項目となるパラメータについては、<u>破損した蒸気発生器伝熱管から蒸気発生器2次側への漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、高圧注入ポンプによる炉心注水、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減温・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約350℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.3MPa[gage]に抑えられる。加圧器逃がし弁の開操作により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている</u>ことを確認した。</p> <p><u>IS-LOCA（インターフェイスシステムLOCA）：</u></p> <p>① 燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>② 1次冷却系圧力は最高使用圧力を下回っている。</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力・温度は格納容器スプレイの作動により抑制できる。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価（3）有効性評価の結果 a.(b) 評価項目等></p> <p><u>SGTR（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）：</u></p> <p>① 燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>② 1次冷却系圧力は最高使用圧力を下回っている。</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力・温度は格納容器スプレイの作動により抑制できる。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価（3）有効性評価の結果 b.(b) 評価項目等></p> |
| <p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記（ii）にあるとおり、<u>解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。</p> |
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p>1) 評価期間</p> <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、IS-LOCAの場合については、1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系逃がし弁からの漏えいが停止する。さらに、余熱除去ポンプの入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作で閉止することにより、余熱除去系機器等からの漏えいが停止する。また、健全側余熱除去系による炉心冷却を開始することで原子炉を安定停止状態へ移行させることができること、SGTRの場合については、1次冷却系の減温・減圧が進むと1次冷却系圧力と2次冷却系圧力が均圧することで、漏えいが停止する。また、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。</p> <p>IS-LOCA（インターフェイスシステムLOCA）：</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施している。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：第7.1.8.9図1次冷却材圧力の推移（インターフェイスシステムLOCA）、第7.1.8.10図1次冷却材温度の推移（インターフェイスシステムLOCA）></p> <p>SGTR（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）：</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施している。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：第7.1.8.23図1、2次冷却系圧力の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）、第7.1.8.24図1次冷却材温度の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）> <補足説明資料：添付資料2.8.11 安定停止状態について②>において、「漏えいの停止（1次冷却系と2次冷却系が均圧）及び1次冷却材温度93℃以下」と示されている。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

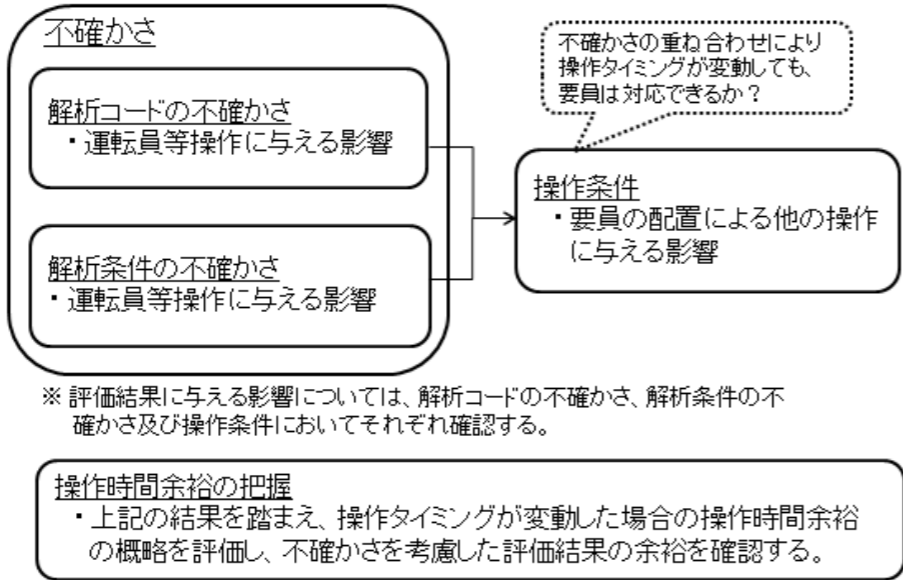
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> | <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針の妥当性</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されていることを確認した。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の妥当性</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向が挙げられていることを確認した。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されていること</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響を把握していること</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 a. 運転員等操作時間に与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料 2.8.14 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス)>において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)について確認。</p> | <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の妥当性</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>M-RELAP5 を用いて1次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧時に、1次冷却材圧力を数百 kPa 程度高く評価する傾向がある。そのため、実際には解析結果よりも1次冷却系の減温・減圧が早く、漏えい流量は少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されていること</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響を把握していること</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉の圧力、温度及び水位等)が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値(標準値(代表プラントの値)等)を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認する。</p> <p>(CVバイパスの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、加圧器逃がし弁の開閉操作や ECCS から充てん系への切り替え操作への影響を確認。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合について、2次系強制冷却操作への影響を確認。</p> | <p>確認結果 (大飯3・4号炉)</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の妥当性</p> <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の以下項目は妥当であることを確認した。</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、加圧器逃がし弁の開閉操作や ECCS から充てん系への切り替え操作への影響</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合について、2次系強制冷却操作への影響</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十: 7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値(標準値(代表プラントの値)等)を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認する。</p> <p>(CVバイパスの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p> <p>④ 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目</p> | <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の妥当性</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響について、<u>解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な(大きめの)値を設定しているため、1次冷却系の保有水量の低下が速めに解析されている。崩壊熱に最確値を与えた場合には、1次冷却系の保有水量の低下は緩やかとなり、評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十: 7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. (b) 評価項目となるパラメータへの影響></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|------------------|---------------|
| となるパラメータへの影響を確認。 | |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>1) 要員の対応可能性</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>2次系強制冷却操作及び加圧器逃がし弁開閉操作が必要なタイミングが変動する可能性があるが、この操作は中央制御室での操作であり、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であることから、対策の実施に与える影響はない。</u>また、「インターフェイスシステムLOCA」においては、漏えい側余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作で閉止し、漏えいを停止させることで事象が収束する。この弁の操作場所は漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、漏えい量の変動があったとしても、この弁の操作を実施し、漏えいを停止させることが可能であることから対策の実施に与える影響はないことを確認した。</p> <p>具体的には、</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができること</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切であること</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されていること</p> <p>について以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (2) 解析条件の不確かさの影響評価 b.(a) 要員の配置による他の操作に与える影響>、<添付十：第7.1.8.7図「格納容器バイパス」の作業と所要時間（インターフェイスシステムLOCA）>、<添付十：第7.1.8.8図「格納容器バイパス」の作業と所要時間（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）></p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当であることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (2) 解析条件の不確かさの影響評価 b.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (CVバイパスの場合)</p> <p>① 2次系強制冷却や加圧器逃がし弁による1次冷却系減圧操作、余熱除去操作(クールダウンアンドリサーキュレーション)の開始時間余裕を確認。</p> | <p>1) 操作の時間余裕</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響について確認した。</p> <p><u>IS-LOCA (インターフェイスシステムLOCA) :</u></p> <p>① 2次系強制冷却や加圧器逃がし弁による1次冷却系減圧操作、余熱除去操作(クールダウンアンドリサーキュレーション)の開始時間に余裕があることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十 : 7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (3) 操作時間余裕の把握></p> <p><u>SGTR (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) :</u></p> <p>② 2次系強制冷却や加圧器逃がし弁による1次冷却系減圧操作、余熱除去操作(クールダウンアンドリサーキュレーション)の開始時間に余裕があることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十 : 7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (3) 操作時間余裕の把握></p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> | |
| <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 (i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容の妥当性 (i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスグループの対応に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて18名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であること ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立すること</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十:7.1.8.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価>、<添付十:7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果 (1) 必要な要員の評価結果></p> |
| <p>(ii) 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っていること</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十:7.1.8.4 必要な要員及び資源の評価 (2) 必要な資源の評価 c. 電源></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されていることを確認した。</p> <p>IS-LOCA (インターフェイスシステムLOCA):</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できること</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十: 7.1.8.4 必要な要員及び資源の評価 (2) 必要な資源の評価 a. 水源></p> <p>SGTR (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗):</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できること</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十: 7.1.8.4 必要な要員及び資源の評価 (2) 必要な資源の評価 a. 水源></p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車(緊急時対策所用)の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である</u>ことを確認した。以下に示されている。</p> <p><添付十: 7.1.8.4 必要な要員及び資源の評価 (2) 必要な資源の評価 b. 燃料></p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p data-bbox="127 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="127 369 593 401">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="127 415 1018 579">・ 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p data-bbox="1062 279 2736 352">事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧、高圧注入ポンプによる炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1062 367 2736 667">重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧、高圧注入ポンプによる炉心注水等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（「インターフェイスシステム LOCA」では余熱除去系1系統、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では主蒸気安全弁1個の開固着）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1062 682 2736 804">また、1次冷却系の減温・減圧により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、「インターフェイスシステム LOCA」では、余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて非管理区域から遠隔操作で閉止するなどにより漏えいを停止させ、健全側余熱除去系による炉心冷却を実施する対策が整備されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1062 819 2736 892">「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却と1次冷却系圧力と2次冷却系圧力の均圧により漏えいを停止させる対策が整備されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1062 907 2478 938">さらに、規制委員会は、対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1062 953 2736 1075">「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1062 1131 2736 1205">以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)

| | |
|--|----------|
| 1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策 | 3.1.1-2 |
| (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 | 3.1.1-2 |
| (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 | 3.1.1-3 |
| (3) 格納容器破損防止対策 | 3.1.1-4 |
| 2. 格納容器防止対策の有効性評価 | 3.1.1-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 3.1.1-8 |
| (2) 有効性評価 (事象進展解析、Cs-137 の放出量評価) の条件 | 3.1.1-9 |
| (3) 有効性評価の結果 | 3.1.1-14 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 3.1.1-17 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 3.1.1-18 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 3.1.1-18 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 3.1.1-18 |
| b. 操作条件 | 3.1.1-21 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 3.1.1-22 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 3.1.1-23 |
| 5. 結論 | 3.1.1-24 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (格納容器破損防止対策の有効性評価：格納容器過圧破損)

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|--|---|
| <p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」におけるプラント損傷状態 (PDS) は、以下の7つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SED ・ TED ・ TEW ・ AEW ・ SLW ・ SEW ・ AED <p><添付十 追補2. I：第2-2表「評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について></p> |

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及び金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器圧力が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.1.1 (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気減温・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。さらに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器の除熱を確立させる必要がある</u>ことを確認した。</p> |

(3) 格納容器破損防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 格納容器破損モード全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本格格納容器破損モードでは、全交流動力電源の喪失や LOCA の発生、LOCA の規模や炉心損傷を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第 7.2.1.1.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)>の重大事故等対策について」において、1 次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)、格納容器圧力 (広域) 等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気減温・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を実施する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水ピット、復水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.2.1.1.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の重大事故等対策について></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等></p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉格納容器の除熱を確立させるため、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D 格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、継続的に発生する水素の処理及び水素濃度の監視を実施する。このため、静的触媒式水素再結合装置 (以下「PAR」という。)、PAR 温度監視装置、原子炉格納容器水素燃焼装置 (以下「イグナイタ」という。)、イグナイタ温度監視装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：第 7.2.1.1.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の重大事故等対策について></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等></p> <p>② <添付十：第 7.2.1.1.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の重大事故等対策について></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.1.17 安定状態について></p> |
| <p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(GV 過圧破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) <添付十：第 7.2.1.1.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の重大事故等対策について>より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイの稼働状況を監視するための計装設備として、恒設代替低圧注水積算流量、格納容器内温度、格納容器内圧力 (広域)、原子炉下部キャビティ水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② PAR、イグナイタの稼働状況を監視するための設備として、PAR 温度監視装置、イグナイタ温度監視装置が挙げられていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>③ 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱状態を監視する計装設備として、格納容器内圧力 (広域)、格納容器内温度等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p> | <p>(v) <添付十：第 7.2.1.1.5 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の事象進展 (対応手順の概要) (大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) >より、初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件は、有効性評価においては、格納容器内自然対流冷却を開始すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却に移行することとしていることを確認した。</p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策について、<添付十：第 7.2.1.1.5 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の事象進展 (対応手順の概要) (大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) >より確認した。</p> <p>② B 充てんポンプ (自己冷却) による代替炉心注水については <添付十追補 1：技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>に、電源回復操作については <添付十追補 1：技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等>に、イグナイタ起動については <添付十追補 1：技術的能力 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>に、アニュラス水素濃度測定については、<添付十追補 1：技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等>において整備されており、また、事象の収束作業全般に係る事故対応に必要な監視計測に係る手順については、<添付十追補 1：技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等>で整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ <添付十：第 7.2.1.1.5 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の事象進展 (対応手順の概要) (大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) >に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) <添付十：第 7.2.1.1.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が</p> | <p>(i) 本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策に関する設備として、<添付十：第 7.2.1.1.1 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の重大事故等対策の概略系統図>に示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.1.5 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）の事象進展（対応手順の概要）（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注水機能が喪失する事故）>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下により明確にされていることを確認した。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.1.2 図格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要> 対策実施のための判断の基準の明確化として、炉心損傷前においては、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を行うが、炉心注水を行っている間に、炉心出口温度 350℃以上、かつ、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、炉心が損傷したと判断し、注水先を原子炉格納容器へ切替えることを示した。これにより、迅速かつ適切に判断できる基準及び判断に用いるパラメータが明確となっていることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.1.1 炉心溶融の判断基準の設定根拠等について></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について></p> |
| <p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> | <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.2.1.1.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注水機能が喪失する事故）></p> <p>② 個別の手順は、<添付十追補1：技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>、<添付十追補1：技術的能力1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等>、<添付十追補1：技術的能力1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>、<添付十追補1：技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等>及び有効性評価上は期待しないが実際</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>には行う対策に関する＜添付十追補1：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等＞、＜添付十追補1：技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等＞、＜添付十追補1：技術的能力1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等＞、＜添付十追補1：技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等＞等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>③ B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水やイグナイタの起動等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>＜添付十：第7.2.1.1.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）＞</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>＜添付十：第7.2.1.1.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）＞</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、＜添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定＞において考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）>に選定理由が示されている。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、原子炉格納容器圧力上昇及び時間余裕の観点から、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、ECCS 注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、D格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は<添付十：7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(1) 有効性評価の方法>に示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコードとして MAAP を用いる」ことを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.1.4 MAAPでの原子炉格納容器モデルについて></p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。</p> <p>(c) 熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。</p> <p>(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。</p> <p>(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。</p> <p>(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮する。</p> <p>(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 格納容器スプレイ代替注水設備</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。その理由として、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、D格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した評価事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>・ 原子炉格納容器の過圧の観点から、原子炉格納容器自由体積やヒートシンクの設定を確認</p> | <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 急速な1次冷却材の喪失を仮定し、事象進展が最も速く厳しい設定とするため、起因事象として高温側配管の大破断LOCAが発生するものとする。安全機能の喪失に対する仮定として、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮することを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.2.1.1.2表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）>において、整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず考慮していることを確認。</p> <p>② 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮していることを確認。</p> <p>④ 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮していることを確認。</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していることを確認。</p> | <p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 解析コードMAAPにおいては、崩壊熱による水蒸気の発生や金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を炉内、炉外でモデル化しているため、これらを考慮できることを確認した。</p> <p>② 解析コードMAAPにおいては、溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生をモデル化しているため、これを考慮できることを確認した。</p> <p>③ 解析コードMAAPにおいては、原子炉格納容器内の各区画において、液相、気相の質量、比体積の増減を模擬できるため、これを考慮していることを確認した。</p> <p>④ 原子炉格納容器圧力・温度の観点で厳しくなるように、PAR及びイグナイタの効果については期待しないが、PARによる水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を<添付十：7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(4) 有効性評価の結果>にて考慮するものとしていることを確認した。</p> <p>⑤ 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAPでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、<添付十：7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(4) 有効性評価の結果>にてその影響を評価するとしていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたがい、Cs-137の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出されるCs-137の放</p> | <p>(iv) Cs-137の放出量評価に関する条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象発生まで、定格出力の102%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とすることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量については、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームに関する報告書で</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>出割合を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器→アニュラス部への漏えい条件を確認。</p> <p>④ アニュラス空気浄化設備の条件を確認。</p> <p>⑤ 放出の継続時間を確認。</p> | <p>ある NUREG-1465 の放出割合を用い、原子炉格納容器全体にインベントリの 75%が放出されることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器からは 0.16%/日の割合で主にアニュラス部へ漏えいすることを確認した。</p> <p>④ アニュラス部の負圧達成及びアニュラス空気浄化設備の起動時間の遅れを考慮して約 62 分間はアニュラス空気浄化設備が作動しないものとし、この間、原子炉格納容器側からアニュラス部に Cs-137 が漏えいした場合には、漏えいした全量が大気に放出されるものとすることを確認した。</p> <p>⑤ 時間経過とともに Cs-137 の環境への放出率が小さくなることを踏まえ、評価期間は 7 日間とするが、事故後 7 日以降の影響についても評価することを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.1.15 Cs-137 放出量評価の評価期間について></p> |
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能(電源及び補機冷却水等)の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件(容量等)について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値(添付八)と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイの流量を確認。 ・ 補助給水ポンプの使用台数、流量等の設定を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持保有圧力、保有水量の設定とその考え方を確認。 ・ PAR、イグナイタの解析上の取り扱いを確認。 ・ 格納容器再循環ユニットの除熱特性を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>確認結果 (大飯3・4号炉)</p> <p>(i) 機器条件として、蓄圧注入系の保持圧力を最低圧力とし、蓄圧タンクの保有水量も運用管理上の最小量を用いる。恒設代替注水ポンプによる注水流量は、設計上期待できる値として、130m³/hとする。また、PARについては、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。一方、PARの水素処理による発熱反応の原子炉格納容器圧力・温度への寄与は考慮することを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.1.2表「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の主要解析条件(大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)>より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由について確認した。</p> <p>(ii) <添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことが宣言されている。</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件(格納容器内自然対流冷却の開始時間等)を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[*]による時間内であることを確認。</p> <p>[*] 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下により妥当であることを確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><添付十追補1：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p><添付十追補1：技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等> <添付十追補1：技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等> <添付十追補1：技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、常設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から30分後とし、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却の開始時間は事象発生から24時間後とすることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却操作は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。 (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。 (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。 (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。 (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。 (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。 (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。 (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>2-4 上記2-3(f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。 (a) 原子炉格納容器の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系圧力 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 原子炉容器水位 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>※ 代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ蓄水量や原子炉容器破損時の圧カスパイクの抑制については、格納容器破損モード MCCI、FCI で確認する。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下により適切であることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.1.1.2 (4) a. 事象進展></p> <p>② <添付十：第 7.2.1.1.9 図原子炉格納容器圧力の推移> <添付十：第 7.2.1.1.10 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移> <添付十：第 7.2.1.1.6 図 1次冷却材圧力の推移> <添付十：第 7.2.1.1.7 図原子炉容器内水位の推移></p> <p>③ <添付十：第 7.2.1.1.9 図原子炉格納容器圧力の推移> <添付十：第 7.2.1.1.10 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移> <添付十：第 7.2.1.1.11 図原子炉格納容器圧力の推移 (~4時間)> <添付十：第 7.2.1.1.12 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (~4時間)></p> <p>④ <添付十：第 7.2.1.1.9 図原子炉格納容器圧力の推移> <添付十：第 7.2.1.1.10 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移> <添付十：第 7.2.1.1.11 図原子炉格納容器圧力の推移 (~4時間)> <添付十：第 7.2.1.1.12 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (~4時間)> <補足説明資料：添付資料 3.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過圧・過温破損) 解析結果における燃料挙動について></p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器内圧力</p> <p>② 原子炉格納容器内温度</p> <p>③ 環境への Cs-137 の放出量 (7日以降の放出量については、2.1) (i)①で確認する)</p> <p>※ FCI、MCCI に関する評価項目は、FCI、MCCI で確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、全交流動力電源の喪失に伴い原子炉が自動停止。また、大破断 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失することから、約 21 分で炉心溶融に至る。その後、約 51 分より代替格納容器スプレイを実施。事故発生から約 1.4 時間後に原子炉容器が破損する。このときの原子炉格納容器圧力は約 0.21MPa[gage]となる。約 2.5 時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止し、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧 0.5MPa[abs]程度に対して 0.01MPa[abs]程度である。また、PAR による水素処理における発熱量は崩壊熱の約 2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微である。原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、7日間で約 5.2TBq であり、100TBq を下回っている。なお、30日間と 100日間では微増するものの、いずれも約 5.7TBq であり、放出が長期間継続しても、放出量は大きく増加しない。ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第 7.2.1.1.9 図原子炉格納容器圧力の推移>にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約 14 時間後に最高値 0.434MPa[gage]に到達するが、評価期間を通じて最高使用圧力の 2 倍 (2Pd) を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>② <添付十：第 7.2.1.1.10 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移>にあるとおり、原子炉格納容器温度は約 26 時間後に最高値 143°Cに到達するが、評価期間を通じて 200°Cを下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。<添付十：第 7.2.1.1.12 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (~4時間)>にあるとおり、事象発生初期の原子炉格納容器内温度は大破断 LOCA により約 132°Cまで上昇 (MAAP</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| | <p>は大破断 LOCA 時の事象初期への適用性が低いため、既往の DBA 評価結果を参照)するが、格納容器スプレイの作動により抑制され、評価期間を通じて、200°Cを下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>③ <添付十：第 7.2.1.1.14 図 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移>にあるとおり、原子炉格納容器からアニュラス部を経由し、周辺環境へ移行した Cs-137 の量は事象発生から 7 日間で約 5.2TBq であり、100TBq を下回っていることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b)、(c) 及び (g) を満足している</u>ことを確認した。具体的には、<添付十：第 7.2.1.1.11 図原子炉格納容器圧力の推移 (～4 時間)>、<添付十：第 7.2.1.1.12 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (～4 時間)>にあるとおり、代替格納容器スプレイにより、溶融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和され原子炉格納容器圧力・温度は 2Pd、200°Cを下回っていることから、初期の格納容器破損防止対策 (代替格納容器スプレイ) により格納容器の破損を防止できていることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生 7 日以降の環境への Cs-137 の放出量を確認。 | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、<u>格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約 0.43MPa [gage]、約 143°Cに抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約 48 時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっている。(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (以下「FCI」という。)、溶融炉心・コンクリート相互作用 (以下「MCCI」という。)の評価については、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」を参照。)</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第 7.2.1.1.9 図原子炉格納容器圧力の推移> <添付十：第 7.2.1.1.10 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移> また、事象発生から 7 日以降、Cs-137 の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生 30 日後 (約 5.7TBq) 及び 100 日後 (約 5.7TBq) においても総放出量の増加は軽微であり、100TBq を下回っていることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.1.15 Cs-137 放出量評価の評価期間について> <補足説明資料：添付資料 3.1.1.18 安定停止状態について></p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> <hr/> <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は、以下において特定されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.1.3 (1)a. 運転員等操作時間に与える影響></p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、MAAP を用いて原子炉格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR 実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器温度については十数℃高めに評価する傾向があることから、実際の原子炉格納容器圧力・温度は低めとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。このことから、MAAP は原子炉格納容器圧力・温度に対して保守的な(厳しい)結果を与えることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.1.3 (1)b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.1.18 熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|----------------|
|-------------|----------------|

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水ピット水量の影響を確認。</p> <p>⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、<u>解析条件では、炉心崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作が必要なタイミングが遅くなる</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.1.1.3 (2)a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.1.1.3 (2)a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>③ <添付十：7.2.1.1.3 (2)a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料3.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について></p> <p>④ <添付十：7.2.1.1.3 (2)a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料3.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について></p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>⑦ 該当なし。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響</p> | <p>(i) 上記(i)で記載した解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響の確認結果に加え、評価結果に与える影響については、<u>原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.1.1.3 (2)a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.1.1.3 (2)a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>③ <添付十：7.2.1.1.3 (2)a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>④ <添付十：7.2.1.1.3 (2)a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>⑦ 該当なし。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|----------------|
| <p>を確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑥ 燃料取替用水ピット水量の影響を確認。 ⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認 | |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、代替格納容器スプレイの開始操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。代替格納容器スプレイの開始操作は、他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：7.2.1.1.3 (2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.1.1.3 (2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p><添付十：第7.2.1.1.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）></p> <p>③ <添付十：7.2.1.1.3 (2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p><添付十：第7.2.1.1.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）></p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響について、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.1.3 (2)b(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><添付十：7.2.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握></p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始時間余裕を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内注水量の観点から、代替格納容器スプレイの停止操作余裕時間（格納容器自然対流冷却操作の開始時間余裕）を確認。</p> | <p>(i) 操作の時間余裕について以下のとおり確認した。</p> <p>① 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約 51 分後であるのに対し、事象発生約 60 分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、代替格納容器スプレイ開始が約 9 分遅くなった場合でも、200°C、2Pd に対して十分余裕があることから、操作時間余裕として事象発生から 60 分程度は確保できることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.1.21 代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ時間の感度解析について></p> <p>② 大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続することとなり、原子炉格納容器内水量が 4,000m³ に到達するおそれがある。このため、代替格納容器スプレイを連続運転するものとして 4,000m³ に到達するまでの時間を概算した。その結果、事象発生約 24 時間後から 3 時間以上の操作時間余裕があることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握></p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> | |
| <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて48名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、空冷式非常用発電装置からの電力供給量が十分大きいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約372kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能であることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.1.4 必要な要員及び資源の評価></p> |
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスが発生してから燃料取替用水ピット水量1,860m³が枯渇する約15.1時間後までに水源を復水ピットに切り替え、その後は送水車により復水ピットに海水を補給することで約24時間後まで供給をすることが可能であることを確認した。以降は、格納容器自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 7日間空冷式非常用発電装置を運転継続した場合に必要な重油量は約133.4kL、電源車(緊急時対策所用)の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kL、可搬式代替低圧注水ポンプの7日間の運転継続に必要な重油量は約2.2kL、大容量ポンプの7日間の運転継続に必要な重油量は約47.7kLとなり、合計で約186.4kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された使用可能な重油量548kLで対応が可能である。また、7日間送水車の運転継続に必要な軽油量は約5,709Lである。これに対して、本発電所内の軽油ドラム缶に備蓄している軽油量21,000Lにて対応が可能であることから、発災から7日間は外部支援が無くとも供給可能であることを確認した。水源の充足性は、上記(iii)①のとおり。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（高圧注入系、低圧注入系、格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるとともに水素濃度低減及び水素濃度監視を継続する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

| | |
|-------------------------------------|----------|
| 1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策 | 3.1.2-2 |
| (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 | 3.1.2-2 |
| (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 | 3.1.2-3 |
| (3) 格納容器破損防止対策 | 3.1.2-4 |
| 2. 格納容器防止対策の有効性評価 | 3.1.2-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 3.1.2-8 |
| (2) 有効性評価（事象進展解析）の条件 | 3.1.2-9 |
| (3) 有効性評価の結果 | 3.1.2-13 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 3.1.2-15 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 3.1.2-16 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 3.1.2-17 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 3.1.2-17 |
| b. 操作条件 | 3.1.2-19 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 3.1.2-20 |
| (4) 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価 | 3.1.2-21 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 3.1.2-22 |
| 5. 結論 | 3.1.2-23 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：格納容器過温破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） ¹ |
|--|---|
| <p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p> | <p>1) 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の7つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SED ・ TED ・ TEW ・ AEW ・ SLW ・ SEW ・ AED <p><添付十 追補 2. I : 第 2-2 表「評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について></p> |

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、熔融炉心の崩壊熱及び金属－水反応等による化学反応熱によって、原子炉格納容器温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.1 (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気減温・減圧し、原子炉格納容器温度の上昇を抑制する必要がある。また、1次冷却系が高圧となり、原子炉容器が破損する際に熔融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなることを防止する観点から、原子炉容器破損前までに1次冷却系を減圧する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。さらに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器の除熱を確立させる必要がある</u>ことを確認した。</p> |

(3) 格納容器破損防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 格納容器破損モード全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本格格納容器破損モードでは、全交流動力電源の喪失や補助給水機能喪失の発生や炉心損傷を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第 7.2.1.2.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の重大事故等対策について>において、蒸気発生器水位 (広域)、蒸気発生器補助給水流量、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)、1次冷却材高温側温度 (広域) 等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p> <p>※ 格納容器破損モード「DCH」の初期対策である、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧については、格納容器破損モード「DCH」で確認する。</p> | <p>(ii) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (以下「DCH」という。) を防止する対策である加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧については、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の対策は、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.2.1.2.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の重大事故等対策について></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等></p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の重大事故等対策について></p> <p><添付十：技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等></p> <p><添付十：技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十：技術的能力 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等></p> <p>② <添付十：第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の重大事故等対策について></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.2.5 安定状態について></p> |
| <p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 1次系強制減圧に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) <添付十：第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の重大事故等対策について>より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイの稼働状況を監視するための計装設備として、恒設代替低圧注水積算流量、格納容器内温度、格納容器圧力 (広域)、原子炉下部キャビティ水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② PAR、イグナイタの稼働状況を監視するための設備として、PAR 温度監視装置、イグナイタ温度監視装置、が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 加圧器逃がし弁の稼働状況を監視するための計装設備として、1次冷却材圧力が挙げられていることを確認した。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱状態を監視する計装設備として、格納容器圧力 (広域)、格納容器内温度等が挙げられていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p> | <p>(v) <添付十：第 7.2.1.2.5 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の事象進展 (対応手順の概要) (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)>より、初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件は、有効性評価においては、格納容器内自然対流冷却を開始すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却に移行することとしていることを確認した。</p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策について、<添付十：第 7.2.1.2.5 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の事象進展 (対応手順の概要) (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)>より確認した。</p> <p>② 補助給水ポンプ回復操作については<添付十追補：技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>に、B 充てんポンプ (自己冷却) による代替炉心注水については<添付十追補：技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>に、電源回復操作については<添付十追補：技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等>に、イグナイタ起動、可搬型格納容器水素ガス濃度計については<添付十追補：技術的能力 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>に、アニュラス水素濃度測定については、<添付十追補：技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等>において整備されており、また、事象の収束作業全般に係る事故対応に必要な監視計測に係る手順については、<添付十追補：技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等>で整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①の<添付十：第 7.2.1.2.5 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の事象進展 (対応手順の概要) (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する)>に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) <添付十：第 7.2.1.2.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> | <p>(i) 本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策に関する設備として、<添付十：第 7.2.1.2.1 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図>に示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.2.5 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要）（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する）において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.2.2 図格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の対応手順の概要></p> |
| <p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作</p> | <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.2.1.2.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）></p> <p>② 個別の手順は、<添付十：技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等>、<添付十：技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>、<添付十：技術的能力1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等>、<添付十：技術的能力1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>、<添付十：技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等>及び有効性評価上は期待しないが実際には行う対策に関する<添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>、<添付十：技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等>、<添付十：技術的能力1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等>、<添付十：技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>>等と整合していることを確認した。</p> <p>③ B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水やイグナイタの起動等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.2.1.2.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）></p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.2.1.2.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）></p> <p>⑤ 要員の操作時間については、<添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定>において考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）>に選定理由が示されている。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1次冷却系が高圧となり、原子炉容器が破損する際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなること及び ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器温度の上昇が抑制されないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、D格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は<添付十：7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(1) 有効性評価の方法>に示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、加圧器における冷却材放出（臨界流、差圧流）などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコードとして MAAP を用いる」ことを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属－水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。</p> <p>(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。</p> <p>(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。</p> <p>(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮する。</p> <p>(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 格納容器スプレイ代替注水設備</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」であり、外部電源喪失は起因事象として想定していることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>・ RCP シール部からの漏えいや LOCA を想定する場合は、漏えい率の根拠が示されていることを確認</p> | <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として外部電源が喪失するものとし、安全機能の喪失に対する仮定として、非常用所内交流動力電源、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能喪失とする。また、RCP からの漏えい率は、定格圧力において、RCP1 台当たり 4.8m³/h の漏えいを RCP 全台に考慮し、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては考慮しない。これは、1 次冷却系が高圧となり、原子炉容器が破損する際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなるため、原子炉格納容器温度の観点で厳しい設定となる。水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮することを確認した。</p> <p>② <添付十：第 7.2.1.2.2 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）>において、整理されていることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.2.1 大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）></p> |
| <p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず考慮していることを確認。</p> <p>② 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮していることを確認。</p> <p>④ 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮していることを確認。</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していることを確認。</p> | <p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 3.2.3 にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 解析コード MAAP においては、崩壊熱による水蒸気の発生や金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を炉内、炉外でモデル化しているため、これらを考慮できることを確認した。</p> <p>② 解析コード MAAP においては、溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生をモデル化しているため、これを考慮できることを確認した。</p> <p>③ 解析コード MAAP においては、原子炉格納容器内の各区画において、液相、気相の質量や比体積の増減を模擬できるため、これを考慮していることを確認した。</p> <p>④ 原子炉格納容器圧力・温度の観点で厳しくなるように、PAR 及びイグナイタの効果については期待しないが、PAR による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を<添付十：7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(4) 有効性評価の結果>にて考慮することを確認した。</p> <p>⑤ 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAP では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、<添付十：7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価(4) 有効性評価の結果>にてその影響を評価することを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 | <p>(i) 機器条件として、<u>加圧器逃がし弁に関する条件は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の条件は、「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第 7.2.1.2.2 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）>より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由について確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄圧タンクの保有圧力、保持圧力を確認。 ・ 加圧器逃がし弁の使用個数、容量を確認。 <p>※ 格納容器破損モード「DCH」の初期対策である、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に係る機器条件については、格納容器破損モード「DCH」で確認する。</p> | |
| <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(ii) <添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことが宣言されている。</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[*]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> <p>※ 格納容器破損モード「DCH」の初期対策である、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に係る操作条件については、格納容器破損モード「DCH」で確認する。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下により妥当であることを確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><添付十追補1：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等></p> <p><添付十追補1：技術的能力1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等></p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から30分後とする。また、原子炉格納容器内保有水量が2,000m³に到達した時点で原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(0.39MPa[gage])に到達していない場合は代替格納容器スプレイを一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却の開始に伴い事象発生から24時間後に停止するものとする。大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却の開始時間は事象発生から24時間後とする</u>ことを確認した。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕は「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却操作は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 （a）原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 （b）原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。 （g）可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、（a）の要件を満足すること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 （CV 過温破損の場合） 対策の効果： ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 原子炉下部キャビティ水量 ・ 原子炉格納容器内の水素分圧 ・ 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力（※DCH側で確認する）</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p> | <p>（i）事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下により適切であることを確認した。 ① <添付十：7.2.1.2.2（3）a. 事象進展> ② 該当なし。全交流動力電源喪失と補助給水機能喪失によって蒸気発生器除熱機能が喪失することにより、1次冷却系圧力が高く維持されていることは、格納容器破損モード「DCH」にて確認する。 ③ <添付十：第7.2.1.2.8 図原子炉格納容器圧力の推移> <添付十：第7.2.1.2.9 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移> ④ <添付十：第7.2.1.2.8 図原子炉格納容器圧力の推移> <添付十：第7.2.1.2.9 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移> <添付十：第7.2.1.2.10 図原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）> <添付十：第7.2.1.2.11 図原子炉下部キャビティ水量の推移> <補足説明資料：添付資料3.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について> <補足説明資料：添付資料3.1.2.5 安定状態について></p> |
| <p>（ii）評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。 （CV 過温破損の場合） ① 原子炉格納容器内圧力</p> | <p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>全交流動力電源の喪失及び補助給水機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧となるが、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は低く抑えられる。加圧器安全弁の作動に伴う加圧器逃がしタンクラプチャディスクの作動及び原子炉容器破損により、1次冷却系の蒸気、溶</u></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>② 原子炉格納容器内温度</p> <p>③ 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力（※DCH側で確認する）</p> <p>※ DCHに関する評価項目は、DCHで確認する</p> | <p>融炉心等が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧0.5MPa[abs]程度に対して0.02MPa[abs]程度である。また、PARによる水素処理における発熱量は崩壊熱の約2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.2.8 図原子炉格納容器圧力の推移>にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約18時間後に最高値0.41MPa[gage]に到達するが、評価期間を通じて最高使用圧力の2倍（2Pd）を下回っていること、水素の分圧は全圧約0.5MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度と低いことから、可燃性ガスの蓄積を考慮しても評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.2.1.2.9 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移>にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約18時間後に最高値144℃に到達するが、評価期間を通じて200℃を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。また、全炉心ジルコニウム量の75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を含む水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さいことから、可燃性ガスの燃焼が生じた場合においても、原子炉格納容器温度は200℃を下回ることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)及び(g)を満足していることを確認した。具体的には、<添付十：第7.2.1.2.8 図原子炉格納容器圧力の推移>、<添付十：第7.2.1.2.9 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移>にあるとおり、代替格納容器スプレイにより、溶融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和され原子炉格納容器圧力・温度は2Pd、200℃を下回っていることから、初期の格納容器破損防止対策（代替格納容器スプレイ）により原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため、原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約0.41MPa[gage]、約144℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約48時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっている。ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.2.8 図原子炉格納容器圧力の推移>、<添付十：第7.2.1.2.9 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移>にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料3.1.2.5 安定状態について></p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> <hr/> <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は、以下において特定されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 (1)a. 運転員等操作時間に与える影響></p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、MAAP を用いて原子炉格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR 実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高めに、原子炉格納容器温度については十数℃高めに評価する傾向があることから、実際の原子炉格納容器圧力・温度は低めとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。このことから、MAAP は原子炉格納容器圧力・温度に対して保守的な（厳しい）結果を与えることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 (1)b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.1.2.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水ピット水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、解析条件では、炉心崩壊熱に保守的に大きめの値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。原子炉格納容器自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクは保守的に少なめの値を設定しているため、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とした代替格納容器スプレイの再開操作が必要なタイミングが遅くなる。また、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：7.2.1.2.3 (2)a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.1.2.3 (2)a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>③ <添付十：7.2.1.2.3 (2)a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料3.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について></p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水ピット水量の影響を確認。</p> | <p>(i) 上記(i)で記載した解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響の確認結果に加え、評価結果に与える影響については、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.1.2.3 (2)a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.1.2.3 (2)a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>③ <添付十：7.2.1.2.3 (2)a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|----------------------|----------------|
| ⑥ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認 | |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>代替格納容器スプレイ開始・再開操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び代替格納容器スプレイの開始操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であり、代替格納容器スプレイの再開操作は代替格納容器スプレイ開始操作と同一の運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響はない。なお、代替格納容器スプレイ操作から格納容器内自然対流冷却開始操作への切り替えが確実に実施できることを確認するため、原子炉格納容器内水量を考慮し、代替格納容器スプレイによる注水を継続した場合の原子炉格納容器注水制限値到達までの時間を評価した。その結果、操作余裕時間として6時間以上は確保できる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：7.2.1.2.3 (2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.1.2.3 (2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p><添付十：第7.2.1.2.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）></p> <p>③ <添付十：7.2.1.2.3 (2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p><添付十：第7.2.1.2.3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）></p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価操作条件の変動が評価結果に与える影響について、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 (2)b(b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><添付十：7.2.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握></p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 1次系強制減圧の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内注水量の観点から、代替格納容器スプレイの停止操作余裕時間（格納容器自然対流冷却操作の開始時間余裕）を確認。</p> | <p>(i) 操作の時間余裕について以下のとおり確認した。</p> <p>① 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、<添付十：第7.2.1.2.14 図原子炉格納容器圧力の推移（加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認）>、<添付十：第7.2.1.2.15 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移（加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認）>に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）及び200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握></p> <p>② 代替格納容器スプレイから格納容器内自然対流冷却への切替が遅れた場合には、代替格納容器スプレイを継続することとなり、原子炉格納容器内水量が4,000m³に到達するおそれがある。このため、代替格納容器スプレイを連続運転するものとして4,000m³に到達するまでの時間を概算した。その結果、操作時間余裕として6時間程度は確保できることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握></p> <p><補足説明資料：添付資料3.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧時間の感度解析について></p> |

(4) 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 炉心部にデブリが残存した場合の対策について</p> <p>1) 露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量の評価内容を確認する。</p> | <p>1) 露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量の評価内容について、＜添付十：7.2.1.2.3(4) 残存デブリ量の不確かさに対する影響評価＞以下のとおり確認した。</p> <p>格納容器再循環ユニット等による除熱と露出した残存デブリによる蒸発が平衡するものとして、露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量を評価した結果、露出した残存デブリが全溶融炉心の19%以下であれば、露出した残存デブリの崩壊熱は原子炉格納容器内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギーを下回る。また、実際には全溶融炉心の19%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に存在することは考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることにより、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態となることなく、冷却が可能であることを確認した。</p> <p>＜補足説明資料：添付資料3.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について＞</p> <p>また、原子炉容器内に溶融炉心が残存する場合には、残存する溶融炉心を冷却するために、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない限りは原子炉格納容器内へ注水することを示した。これにより、PCCVに対しても、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない限りは原子炉格納容器内へ注水することで、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることができる冷却手段が整備されていることを確認した。具体的には、原子炉内の残存デブリの冷却手順については、＜添付十追補1：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための手順等＞で整備されており、残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器への注水量は、残存溶融デブリを冷却し格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない高さ（約4,000m³）までとする。</p> <p>＜補足説明資料：添付資料3.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について＞</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> | |
| <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて48名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>(ii) 電源供給量の充足性について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約372kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。</p> <p><添付十：7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価></p> |
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスが発生してから燃料取替用水ピット水量1,860m³が枯渇する約17.9時間後までに水源を復水ピットに切り替え、その後は送水車により復水ピットに海水を補給することで約24時間後まで供給を継続することが可能であることを確認した。以降は、格納容器自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 7日間空冷式非常用発電装置を運転継続した場合に必要な重油量は約133.4kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kL、可搬式代替低圧注水ポンプの7日間の運転継続に必要な重油量は約2.2kL、大容量ポンプの7日間の運転継続に必要な重油量は約47.7kLとなり、合計で約186.4kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された使用可能な重油量548kLで対応が可能である。また、7日間送水車の運転継続に必要な軽油量は約5,709Lである。これに対して、本発電所内の軽油ドラム缶に備蓄している軽油量21,000Lにて対応が可能であることから、発災から7日間は外部支援が無くとも供給可能であることを確認した。水源の充足性は、上記(iii)①のとおり。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）及び（g）を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）及び（g）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（補助給水系、非常用所内交流動力電源等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策 | 3.2-2 |
| (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 | 3.2-2 |
| (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 | 3.2-3 |
| (3) 格納容器破損防止対策 | 3.2-4 |
| 2. 格納容器防止対策の有効性評価 | 3.2-7 |
| (1) 有効性評価の方法 | 3.2-7 |
| (2) 有効性評価（事象進展解析）の条件 | 3.2-9 |
| (3) 有効性評価の結果 | 3.2-12 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 3.2-14 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 3.2-15 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 3.2-16 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 3.2-16 |
| b. 操作条件 | 3.2-18 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 3.2-19 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 3.2-20 |
| 5. 結論 | 3.2-21 |

大飯発電所3号炉及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (格納容器破損防止対策の有効性評価：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|--|--|
| <p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器直接加熱 (HPME/DCH)」におけるプラント損傷状態 (PDS) は、以下の8つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SED ・ TEI ・ TED ・ TEW ・ SEI ・ SLI ・ SLW ・ SEW <p><添付十 追補 2. I : 第 2-7 表「評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について></p> |

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>格納容器破損モード「HPME/DCH」は、格納容器破損モード「格納容器過温破損」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「格納容器過温破損」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「格納容器過温破損」で確認した項目については、確認結果の欄に、「格納容器過温破損において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気</u>が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱></p> <p><添付十：7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉容器破損前までに1次冷却系の減圧を行う必要がある。</u>ことを確認した。</p> |

(3) 格納容器破損防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 格納容器破損モード全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を実施する。このため、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。また、全交流動力電源喪失時に加圧器逃がし弁の機能回復を行う。このため、窒素ポンベ (代替制御用空気供給用) を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等></p> <p><添付十：第7.2.1.2.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」における重大事故等対策について></p> <p><補足説明資料：添付資料3.1.2.2の別紙1 1次系強制減圧における高温蒸気に加圧器逃がし弁への影響について></p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について「<u>格納容器過温破損</u>」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過温破損」と同一である。</p> |
| <p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---------------------------------------|
| <p>内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p> | |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---------------------------------------|
| <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱>に選定理由が示されている。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1次冷却系が高圧の状態であり原子炉格納容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定している。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、D格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源の喪失により従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は<添付十：7.2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法>に示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である加圧器逃がし弁からの冷却材放出（臨界流・差圧流）、原子炉容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損や溶融等を取り扱うことができるMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コードの審査確認事項へ。</p> |

| | |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |
|---|--|

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接過熱</p> <p>a. 現象の概要 原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷すると、溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等による影響を考慮する。</p> <p>(c) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」であり、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定等、事故条件については「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過温破損」と同一である。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。 (HPME/DCHの場合)</p> <p>① 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等による影響を考慮していることを確認。</p> | <p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいがい、条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (2) 有効性評価の条件>において、RCPシール部からの漏えい率等が考慮されている。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件(容量等)について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値(添付八)と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの保有水量、保持圧力を確認。 ・ 加圧器逃がし弁の使用個数、容量を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(i) 機器条件として、加圧器逃がし弁は、2個(95t/h/個)の作動を考慮する。その他は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。本評価事故シーケンスの機器条件は「格納容器過温破損」と同一であるが、本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <添付十：第7.2.2.1表「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件>に主要解析条件と設定の考え方が示されている。</p> <p>(ii) <添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことが宣言されている。</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件(格納容器内自然対流冷却の開始時間等)を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策(炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等)については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <添付十追補1：技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧は、炉心溶融開始から10分後とする。その他は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。また、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作の時間余裕は「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異があるため、不確かさを考慮することを確認した。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。 (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(HPME/DCHの場合) 対策の効果： ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 原子炉下部キャビティ水量 ・ 原子炉格納容器内の水素分圧 ・ 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p> | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 「格納容器過温破損」と同一である。 ③ 「格納容器過温破損」と同一である。 ④ <添付十：第7.2.2.1図 1次冷却材圧力の推移>のパラメータにより、重大事故等対策の効果を確認した。 <補足説明資料「添付資料 3.2.1 原子炉容器破損時における原子炉格納容器内への溶融炉心の飛散について」において、原子炉格納容器本体壁に溶融炉心が到達しない理由が示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。 (HPME/DCHの場合) ① 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力 ※CV過温破損に関する評価項目は、CV過温破損で確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、1次冷却材圧力は、炉心溶融開始後の加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により低下し、2~3MPa[gage]近傍から低下傾向を維持した後、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムに落下することによる蒸気発生により上昇する。原子炉容器下部プレナム水が喪失すると、1次冷却材圧力は減少に転じ、原子炉容器破損の時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に抑えられる。その他の事象進展解析結果は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(d)を満足していることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法 3.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について 1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。 (i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。 ① 格納容器自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> | <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、その他の事象進展解析結果は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。 具体的な確認結果は以下のとおり。 ① <添付十：第7.2.4.13 図原子炉格納容器圧力の推移(MAAP)>、<添付十：第7.2.4.14 図原子炉格納容器雰囲気温度の推移(MAAP)>にあるとおり、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> <hr/> <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は、以下において特定されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、解析コードには、炉心ヒートアップ、加圧器逃がし弁からの冷却材放出、原子炉容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損・溶融に係る不確かさがある。これらについて、感度解析を実施しており、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果になる。ことを確認した。</p> <p>解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：添付資料3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)></p> <p><補足説明資料：添付資料3.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 蓄圧タンクの保持圧力の影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価は以下に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (2) 解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について></p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 蓄圧タンクの保持圧力の影響を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧は、解析上は保守側（対策の実施が遅くなる側）に 10 分の操作遅れを考慮しているが、実際には中央制御室での操作である。このため、開始が早まる方向の不確かさが存在するが、感度解析の結果より、評価項目に対して影響は小さい。また、影響を与えると考えられる炉心崩壊熱等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも評価項目に対して影響は小さいことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (2) 解析条件の不確かさの影響評価></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|----------------|
| <ul style="list-style-type: none"> ③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。 ④ 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。 ⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。 ⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。 ⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認 | |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価について、＜添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価（2）解析条件の不確かさの影響評価＞に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (HPME/DCHの場合)</p> <p>① 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間余裕を確認。</p> <p>2) 操作の時間余裕が十分でない場合は、操作を確実にを行うための措置が講じられているか。</p> | <p>1) (i) 操作時間が遅れた場合の影響として、<u>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧の開</u> <u>放操作の開始を遅くした場合の感度解析を実施し、操作時間余裕として炉心溶融開始から少なくとも20分程度は確保できる</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。 <添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (3) 操作時間余裕の把握></p> <p>2) <u>加圧器逃がし弁の開操作失敗時の機能回復のために、全交流動力電源喪失に備えて窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）、常設直流電源系喪失に備えて可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を新たに整備することを示した。さらに、加圧器逃がし弁の開操作をより確実なものとするため、炉心出口温度が350℃になった場合には格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）を常時監視する運転員を配置することを示した</u>ことを確認した。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>(i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過温破損」と同一としていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧が高圧溶融物放出/格納容器直接加熱に至る可能性のある事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、当該対策を行った場合に對する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（補助給水系、非常用所内交流動力電源等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「格納容器過温破損」への対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、規制委員会は、当該対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策 | 3.3-2 |
| (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 | 3.3-2 |
| (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 | 3.3-3 |
| (3) 格納容器破損防止対策 | 3.3-4 |
| 2. 格納容器防止対策の有効性評価 | 3.3-7 |
| (1) 有効性評価の方法 | 3.3-7 |
| (2) 有効性評価（事象進展解析）の条件 | 3.3-8 |
| (3) 有効性評価の結果 | 3.3-12 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 3.3-14 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 3.3-15 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 3.3-16 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 3.3-16 |
| b. 操作条件 | 3.3-19 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 3.3-19 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 3.3-20 |
| 5. 結論 | 3.3-21 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (格納容器破損防止対策の有効性評価：原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用)

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|--|---|
| <p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 (FCI)」におけるプラント損傷状態 (PDS) は、以下の6つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ AEI ・ AEW ・ SEI ・ SLI ・ SLW ・ SEW <p><添付十 追補 2. I : 第 2-2 表 「評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について></p> |

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>(注) 実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があることから、その影響を評価する。</p> <p>(FCI の場合)</p> <p>① 上記の有効性評価ガイドを踏まえ、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いことを確認する。</p> | <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の FCI」は、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」で確認した項目については、確認結果の欄に、「格納容器過圧破損において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧カスパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられるため、圧カスパイクについて考慮する。本格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水が接触して、圧カスパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.3.1 (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方></p> <p>① 原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と圧カスパイクとがあるが、本評価においては、水蒸気爆発の発生可能性は低いことから圧カスパイクを考慮するとしており、その理由を以下のとおりとしていることを確認した。<u>原子炉容器外の FCI のうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。この根拠として、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げている。これらのうち、水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていること、もしくは、溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液－液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすいことを示した。</u>加えて、申請者は、JASMINE コードを用いた水蒸気爆発の評価では、水蒸気爆発の規模が最も大きくなる時刻に、液－液直接接触が生じるような外乱を与え水蒸気爆発を誘発していること、融体ジェット直径分布として、0.1～1m の一様分布を与え、流体の運動エネルギーを大きく評価していることを示し、これらの評価想定は、実機での想定と異なることを示した。さらに、上記の水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較及び JASMINE コードにおける評価想定と実機での想定との相違を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとする根拠を示し根拠を示した。規制委員会は、これにより、PCCV においても、原子炉容器外の FCI で生じる事象として、水蒸気爆発は除外し圧カスパイクを考慮すべきであることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 3.3.1 炉外溶融燃料－冷却材相互作用の評価について></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気減温・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要があることを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、原子炉格納容器雰囲気を減温・減圧し、圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する機能を挙げていることを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |

(3) 格納容器破損防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧を実施する。</u> <u>このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水ピット、復水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。本対策に係る手順、必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |
| <p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(FCI の場合 (CV 過圧破損の場合と同一))</p> <p>② 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>③ PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(FCI の場合 (CV 過圧破損の場合と同一))</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないよ</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---------------------------------------|
| <p>うに、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | |
| <p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>5)本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>（i）個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用>に選定理由が示されている。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、溶融炉心から冷却材の伝熱による水蒸気発生観点から、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いこと、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器の冷却がないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」であるが、事象進展を早める観点から条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮することにより、格納容器スプレイによる注水は想定せずに、代替格納容器スプレイによる注水を想定する。これは、代替格納容器スプレイは格納容器スプレイよりも開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティの冷却材のサブクール度が小さくなり、事象を厳しく評価することになることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は<添付十：7.2.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法>に示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「原子炉格納容器における区画間や区画内の冷却材の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉容器外の FCI 等を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる」ことを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>a. 現象の概要 溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>（注）実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があるので、その影響を評価する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 解析によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと確認する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 解析によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと確認する。</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源喪失(と非常用所内交流動力電源の喪失)を考慮することを確認した。その理由として、(1) 1. 1) (i) ①にあるとおり、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成することから事象が厳しくなる。このため、流量の大きな格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、流量の小さい恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを想定するためであることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> | <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定等、事故条件については「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |
| <p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(FCIの場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、溶融炉心冷却のための対策(原子炉格納容器下部注水等)による影響を適切に考慮していることを確認</p> <p>② 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定していることを確認。</p> | <p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 炉心損傷を検知してから30分後より、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を開始することとしており、溶融炉心冷却のための対策(原子炉格納容器下部注水等)による影響を適切に考慮していることを確認した。</p> <p>② 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータとして、原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径、エントレインメント係数及び溶融炉心と水の伝熱面積を挙げ、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定していることを確認した。詳細は、2)機器条件で確認する。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等)が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(FCIの場合（CV過圧破損の場合と同一）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 ・ 補助給水系の流量や起動遅れ等の条件を確認。 ・ 蓄圧タンクの保有圧力、保持圧力を確認。 ・ アニュラス空気浄化設備の起動遅れを確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(i) 機器条件として、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。上記のとおり、本評価事故シーケンスの機器条件は「格納容器過圧破損」と同一であるが、本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.2.3.1 表「原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」の主要解析条件（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）>に主要解析条件と設定の考え方が示されている。</p> <p>(ii) <添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことが宣言されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評 (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱 的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失 しないこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈 における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効 果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答 が適切であるかを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙 動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。 (FCIの場合) 対策の効果： ・ 原子炉格納容器圧力 ※ CV 過圧破損、MCCI に関する評価項目は、CV 過圧破損、MCCI で 確認する。</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p> | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡 応答は「格納容器過圧破損」と同一である。 ① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列 的に整理されていることを確認した。 ② 「格納容器過圧破損」と同一である。 ③ 「格納容器過圧破損」と同一である。 ④ <添付十：第7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器圧力の推移（～4 時間）>、<添付十：第7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～ 4 時間）>より、代替格納容器スプレイにより溶融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の圧カスパイクに伴う原子炉格 納容器圧力・温度の上昇が抑制されていることを確認した。上記の事象進展やプラントの過渡応答も含め、評価期間における事象進展やプラ ントの過渡応答は「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認す る。 (FCIの場合) ① 原子炉格納容器内圧力 ※ CV 過圧破損、MCCI に関する評価項目は、CV 過圧破損、MCCI で 確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>事象発生後、約1.4時間後には原子炉容器破 損に至り、圧カスパイクが生じることにより原子炉格納容器圧力・温度が上昇するが、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気 の減温・減圧及び原子炉格納容器自由体積の大きさもあいまって、原子炉容器破損から溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧 力・最高温度はそれぞれ約0.34MPa[gage]、約133℃に抑えられる</u>ことを確認した。 ① <添付十：第7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器圧力の推移（～4 時間）></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(e)を満足している</u>ことを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、<u>以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約48時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっている。その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.1.9図 原子炉格納容器圧力の推移>、<添付十：第7.2.1.1.10図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移>にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2)a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2)b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> <hr/> <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は、以下において特定されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.3.3 (1) a. 運転員等操作時間に与える影響></p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>原子炉容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧カスパイクへの影響因子として、原子炉下部キャビティ水深、破損口径、デブリ粒子の径及びエントレインメント係数を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析を実施した。その結果、これらのパラメータが圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.3.3 (1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(FCIの場合（CV過圧破損の場合と同一））</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水ピット水量の影響を確認。</p> <p>⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p> | <p>(i) 解析条件の不確かさの影響について、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>④ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>⑦ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(FCIの場合（CV過圧破損の場合と同一））</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|----------------|
| <ul style="list-style-type: none"> ③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。 ④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。 ⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。 ⑥ 燃料取替用水ピット水量の影響を確認。 ⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認 | |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> <p>※ 上記の項目は CV 過圧破損で確認しており、ここでは確認不要</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.3.3 (2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.3.3 (2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> <p>③ <添付十：7.2.3.3 (2)b(a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------------------------------|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(FCIの場合(CV過圧破損の場合と同一))</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始時間余裕を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内注水量の観点から、代替格納容器スプレイの停止操作余裕時間(格納容器自然対流冷却操作の開始時間余裕)を確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>※ 格納容器破損モード「CV 過圧破損」で確認しており、ここでは確認不要</p> | <p>(i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過圧破損」と同一としていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> <p>※ 格納容器破損モード「CV 過圧破損」で確認しており、ここでは確認不要</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p data-bbox="121 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="121 369 593 401">・ 1.～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="121 415 1012 579">・ 具体的には、本格格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p data-bbox="1023 279 2742 401">格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、規制委員会は、格納容器破損防止対策として申請者が計画している代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気減温・減圧が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1023 415 2742 625">評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイを行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（e）を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（e）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（高圧注入系、低圧注入系、格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たっては、これらの系統の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1023 640 2742 716">また、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気減温・減圧により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p data-bbox="1023 730 2614 762">さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1023 777 2742 852">「IV－1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1023 867 2742 942">以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

水素燃焼

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策 | 3.4-2 |
| (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 | 3.4-2 |
| (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 | 3.4-3 |
| (3) 格納容器破損防止対策 | 3.4-4 |
| 2. 格納容器防止対策の有効性評価 | 3.4-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 3.4-8 |
| (2) 有効性評価の条件 | 3.4-10 |
| (3) 有効性評価の結果 | 3.4-14 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 3.4-16 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 3.4-17 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 3.4-17 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 3.4-17 |
| b. 操作条件 | 3.4-19 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 3.4-20 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 3.4-21 |
| 5. 結論 | 3.4-22 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (格納容器破損防止対策の有効性評価：水素燃焼)

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|--|--|
| <p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるプラント損傷状態 (PDS) は以下の11つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TEI ・ SED ・ AEI ・ SEI ・ SLI ・ TED ・ SEW ・ TEW ・ AEW ・ SLW ・ AED <p><添付十 追補 2. I : 第2-2表「評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について></p> |

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>ジルコニウム-水反応、MCCI、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.4.1 (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>水素の爆轟を防止するためには、早期に発生する水素及び継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する必要がある。また、MCCIに伴う水素発生に対しては、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある</u>ことを確認した。</p> |

(3) 格納容器破損防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 格納容器破損モード全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本格納容器破損モードでは、LOCAの発生や炉心損傷を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、<添付十:第7.2.4.1表「水素燃焼」における重大事故等対策について>において、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)、格納容器内低レンジエリアモニタ (低レンジ) 等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、PWR プラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴がある。その上で、主に炉心損傷時に発生した水素の処理を行う。このため、イグナイタを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水ピット、復水ピット等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十:第7.2.4.1表「水素燃焼」における重大事故等対策について></p> <p><添付十追補1:技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等></p> <p><添付十追補1:技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等></p> <p><添付十追補1:技術的能力1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等></p> <p><添付十追補1:技術的能力1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等></p> <p>また、申請者は、MCCI に伴って発生する水素量の不確かさを考慮した場合、PAR のみではドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度を13vol%以下に水素量の低減ができないことから、PARに加えてイグナイタを追加している。これに対して、規制委員会は、イグナイタによる水素処理について信頼性向上を求めた。申請者は、イグナイタが2系統の電源系統から給電できる構成とし、2系統の電源設備はそれぞれ異なる区画に設置することで互いに位置的分散を図り、独立した設計とすることを示した。また、電気ペネトレーションは互いに位置的分散を図り、独立した設計とすることを示した。さらに、2系統からのケーブル接続を原子炉格納容器外とすることにより、一層の信頼性の向上を図るとともに、万一の故障時のメンテナンス性に配慮する設計とすることを示した。規制委員会は、イグナイタの電源設備の信頼性を一層向上させた設計としたことで、イグナイタによる水素処理がより確実に実施されると判断した。</p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、継続的に発生する水素の処理を行う。このため、上記③のイグナイタに加え、PARを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、水素濃度、イグナイタ及びPARの監視を行う。このため、可搬型格納容器内水素濃度計測装置、イグナイタ温度監視装置、PAR温度監視装置等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、<添付十:技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>及び<添付十:技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等>で整備されている格納容器内自然対流冷却を挙げていること、<添付十:第7.2.4.1表「水素燃焼」における重大事故等対策について>において、格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故等対処設備として、A、D格納容器再循環ユニット等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることが</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| | <p>ら長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。 <補足説明資料：添付資料3.4.11 安定状態について></p> |
| <p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (水素燃焼の場合) ① 原子炉格納容器内の水素濃度の監視に係る計装設備を確認。 ② 水素の処理、濃度低減に係る計装設備を確認。 ③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) <添付十：第7.2.4.1表「水素燃焼」における重大事故等対策について>より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。 ① 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための計装設備として、可搬型格納容器水素濃度計等が挙げられていることを確認した。 ② PAR、イグナイタの稼働状況を監視するための設備として、PAR 温度監視装置、イグナイタ温度監視装置、が挙げられていることを確認した。 ③ 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱状態を監視する計装設備として、格納容器圧力（広域）、格納容器内温度等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> | <p>(v) <添付十：第7.2.4.7図「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要）（大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）>より、以下の切り替え条件を確認した。格納容器スプレイ再循環への切り替えは、燃料取替用水ピット水位指示が再循環切替水位以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切替信号が発信され、再循環サンプル水位（広域）計指示を確認し、水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプルへと切り替えることを確認した。格納容器破損モード全体における対策としては、溶融炉心冷却のために必要な水量を確保できれば、以降の原子炉格納容器内の冷却については、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内の除熱を行うことを確認した。 <添付十：7.2.4.1表「水素燃焼」における重大事故等対策について></p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。 ① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。 ① 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策について、<添付十：第7.2.4.7図「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要）（大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）>より確認した。 ② イグナイタによる水素濃度低減については<添付十追補1：技術的能力1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>に、アニユラスでの水素濃度監視及びアニユラス空気浄化ファンの起動については<添付十追補1：技術的能力1.10 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順等>に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、<添付十追補1：技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等>で整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。 ③ 上記①の<添付十：第7.2.4.7図「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要）（大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）>に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作（高圧注入系、低圧注入系の回復操作）が含まれていることを確認した。</p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、<添付十：第7.2.4.1表 水素燃焼の重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> <p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p> | <p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 ・ 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>（i）本格格納容器破損モードの重大事故等対策に関する設備として静的触媒式水素再結合器やイグナイタ、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピットが示されており、これらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関連する設備として格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器が示されており、これらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第7.2.4.1図「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図></p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>（i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 ・ 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.2.4.7図「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要）（大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |
| <p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>① 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、<添付十：第7.2.4.1表「水素燃焼」における重大事故等対策について>により、明確にされていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを、以下により確認した。 <添付十：第 7.2.4.3 図「水素燃焼」の作業と所要時間（大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）></p> <p>② 個別の手順は、<添付十追補 1：技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等>、<添付十追補 1：技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等>、<添付十追補 1：技術的能力 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>、<添付十追補 1：技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順等>、<添付十追補 1：技術的能力 1.13 重大事故等に収束に必要な水の供給手順等>、<添付十追補 1：技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等>と整合していることを確認した。</p> <p>③ 高圧及び低圧注水系回復操作、恒設代替低圧注水ポンプ起動操等、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。 <添付十：第 7.2.4.3 図「水素燃焼」の作業と所要時間（大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）></p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。 <添付十：第 7.2.4.3 図「水素燃焼」の作業と所要時間（大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）></p> <p>⑤ 要員の操作時間については、<添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定>において考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAで選定されたシーケンスは「大破断LOCA+低圧注入失敗」であるが、余裕時間及び設備容量の観点からより厳しい、高圧注入機能喪失の重量も考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」を評価事故シーケンスとしていることを確認した。</p> <p>② 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる観点では、破断口径の大きい大破断LOCAであること。水蒸気が凝縮され水素濃度が相対的に高くなる観点では、格納容器スプレイが作動する状態であることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」であることを確認した。</p> <p>＜補足説明資料：添付資料 3.4.3 水素燃焼における評価事故シーケンスの選定について＞において、選定にあたっての判断根拠の詳細が示されている。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <p>① 評価に当たり、解析コードを複数使用する場合は、解析コードの役割及び解析コード間の連携が説明されていることを確認。</p> | <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は＜添付十：7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法＞に示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「炉心損傷後の原子炉容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉容器破損、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有するMAAPを用いる。また、原子炉格納容器内水素濃度評価を行うため、区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達等の事象を適切に評価することが可能なGOTHICを用いる」ことを確認した。</p> <p>① <添付十：第7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要>にあるとおり、本評価事故シーケンスの評価を実施するにあたっては、MAAPコードで1次系内の各種事故事象（炉心溶融進展、水素発生、放射性物質放出等）や原子炉格納容器内の放射性物質分布、溶融炉心の挙動等を解析し水素の生成量を求め、その結果を補正した上でGOTHICに引き渡し、GOTHICにおいて格納容器内の水素混合気の挙動やPARによる水素処理挙動等を解析し、格納容器内の圧力・温度や格納容器内の各区画内の各種気体成分の濃度等を評価するものであり、MAAPコード、GOTHICコードの役割及びコード間の連携が明確となっていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|----------------|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件 (「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器の下部の破損後は、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮する。</p> <p>(c) 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器内の水素濃度分布については、実験等によって検証された解析コードを用いる。</p> <p>(e) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。 (注) 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) グロープラグ式イグナイタ</p> <p>(b) 触媒式リコンビナ (PAR)</p> <p>(c) 原子炉格納容器内の不活性化 (窒素注入)</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起回事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源についてはあるものとする。外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点で厳しい設定となることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した評価事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器自由体積、ヒートシンクの設定の考え方を確認。 | <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、高温側配管の大破断 LOCA が発生し、安全機能の喪失に対する仮定として、高圧、低圧注入機能が喪失するものとなっていることを確認した。</p> <p>② <添付十：第 7.2.4.2 表「水素燃焼」の主要解析条件（大破断 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）>において、初期条件、事故条件について、炉心熱出力や原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。原子炉格納容器自由体積については自由体積が小さい方が水素濃度の観点から厳しく、ヒートシンクについては、大きいほうが水蒸気の凝縮の観点から水素濃度が厳しくなることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <p>① 炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するものとしていることを確認。</p> <p>② 原子炉圧力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮していることを確認。</p> <p>④ 金属腐食による水素生成の条件を確認。</p> | <p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 3.2.3 にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 水素は、原子炉容器内の全ジルコニウム量の 75%が水と反応し発生するものとすることを確認した。具体的には、水と反応する炉心内のジルコニウム量の割合は、MAAP による評価結果に基づき 75%に補正する。補正する期間は、ジルコニウム-水反応が顕著となる時点から、すべての熔融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した熔融炉心によるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。さらに、水と反応するジルコニウム量の割合として、全炉心内ジルコニウム量の 75%と MAAP による解析結果との差分は、補正期間中一定速度で増加させることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.4.2 (2) a. (d) 水素の発生></p> <p>② 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮して評価結果が基準を満足するかを確認することを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 3.4.12 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について></p> <p>③ 水の放射線分解を評価する際の水素生成に係る G 値として、炉心水については 0.4 分子/100eV、サンプル水については 0.3 分子/100eV とすることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.4.2 (2) a. (d) 水素の発生></p> <p>④ 金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価することを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 3.4.6 放射線水分解等による水素生成について>において、有効性評価で考慮する水素発生要因及び生成量評価に用いる G 値の設定根拠が示されている。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> | |
| <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使</p> | <p>(i) 機器条件として、PAR1 基当たりの水素処理量は、設備設計値を基に 1.2kg/h とし、5 基の設置とする。イグナイタは、13 基（予備 1 基）設置するが、水素濃度の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。ただし、MCCI による水素発生の不確かさを考慮する感度解析においては、イグナイタの効果に期待することを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第 7.2.4.2 表「水素燃焼」の主要解析条件（大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）>より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由について確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 3.4.7 P A R の性能評価式の G O T H I C コードへの適用について>において、PAR の性能確認に使用した試験</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 PAR、イグナイタの水素処理性能、条件や設置位置等を確認。 (機器条件としてイグナイタの効果に期待する場合は、電源系統等の故障により機能喪失に至らないよう、イグナイタと同様に機能を代替する設計基準事故対処設備が存在しない原子炉格納容器下部注水設備に対する要求事項を踏まえた信頼性向上対策が図られていることを確認) | <p>条件と実機条件との比較等から、評価式の適用性についての根拠が示されている。</p> |
| <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて喪失を仮定している低圧注入系、高圧注入系については、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は<添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[※]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。 本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、2次系強制冷却、充てんポンプによる炉心注水、水素濃度低減操作、格納容器スプレイ再循環切替については中央制御室での対応であり、現場操作はない。 現場操作については、原子炉格納容器内水素濃度監視については、<添付十追補 1：技術的能力 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>において、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② PARは、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理するため、運転員等操作に関する条件はないとしていることを確認した。</p> <p>③ 該当する操作条件はない。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評 (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱 的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失 しないこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈 における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等 が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適 切であることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙 動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(水素燃焼の場合) 起回事象に関連するパラメータ： ・ 1次系圧力</p> <p>対策の効果： ・ 原子炉格納容器内の平均水素濃度 ・ 水素濃度（ウエット）・水蒸気濃度 ・ 原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移</p> | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.2.4.13図 原子炉格納容器圧力の推移（MAAP）>、<添付十：第7.2.4.14図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（MAAP）>及び<添付十：第7.2.4.15図 1次冷却材圧力の推移（MAAP）>より、1次系圧力が急低下するとともに原子炉格納容器圧力・温度が上昇していることから、原子炉格納容器内で大破断 LOCA が発生していることを確認した。<u>事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が始まると、燃料被覆管温度が上昇することにより、ジルコニウム-水反応による水素が発生するとともに、約27分後には炉心溶融が開始する</u>ことを確認した。</p> <p>③ PARに関連する計装設備（PAR動作監視装置）のトレンド図は無いものの、<添付十：第7.2.4.11図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移（GOTHIC）>の原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）は約1.7時間後より低下傾向を示すことから、PARが作動していることを確認した。</p> <p>④ <添付十：第7.2.4.11図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移（GOTHIC）>、<添付十：第7.2.4.12図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移（GOTHIC）>より、PARの作動により約1.7時間以降は原子炉格納容器内水素濃度が低下傾向となることから、本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策の効果を確認した。なお、本評価事故シーケンス（基本ケース）においては、イグナイタの作動には期待していないが、<添付十：第7.2.4.16図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウエット）の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさ影響）>、<添付十：第7.2.4.17図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさ影響）>にあるとおり、イグナイタの効果を実期待した場合には、炉心損傷直後の水素濃度を低減できることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料3.4.9 原子炉格納容器内の水素混合について>において、水素混合挙動に関する試験結果等から原子炉格納容器ドーム部の上層部等で水素濃度や温度の成層化が生じる可能性が低いとする根拠が示されている。</p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <p>① 格納容器内水素濃度割合（ドライ換算）</p> <p>・ 原子炉格納容器内の各区画において局所的に水素濃度（ドライ）が13vol%を超える場合は、三元図（水素-空気-水蒸気）により爆轟領域に入らないことを確認</p> <p>・ 上記の結果、爆轟領域に入る場合は、国内外の知見を踏まえ実機の形状等から爆轟の発生の可能性がないことを確認</p> <p>② 原子炉格納容器圧力</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラント過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>事故発生から約1.4時間後に原子炉容器が破損するに至り、溶融炉心が原子炉容器外に流出するが、約1.5時間後に原子炉下部キャビティに溜まった水が原子炉容器の破損口を通じて原子炉容器内に逆流すると、溶融炉心の流出は停止する。その後、事故発生の約1.6時間後に原子炉容器外に流出した溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.8vol%で減少に転じ、13vol%を下回ることを確認した。また、1次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において水素濃度は爆轟領域に達しない。原子炉下部キャビティ区画において、原子炉容器破損時の溶融炉心の落下に伴うジルコニウム-水反応により発生した水素により水素濃度が上昇することで、一時的に爆轟領域に入る。しかしながら、実機では気相部に直接起爆を生ずるようなエネルギー源はないこと、仮に燃焼が生じたとしても原子炉下部キャビティ区画の形状等から爆轟に遷移する可能性はないことから、爆轟発生の可能性はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>③ 原子炉格納容器温度</p> | <p>① <添付十：第7.2.4.11図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)>にあるとおり、原子炉格納容器内水素濃度 (ドライ) の最高値は12.8vol%であり、評価期間を通じて13vol%を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。 <補足説明資料：添付資料3.4.4 解析コードGOTHICにおける水素濃度分布について> <補足説明資料：添付資料3.4.10 AICC評価について></p> <p>② <添付十：第7.2.4.13図 原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)>にあるとおり、原子炉格納容器圧力は大破断LOCAにより約0.5MPa [gage]まで上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制され、評価期間を通じて、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍 (0.784MPa [gage])を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>③ <添付十：第7.2.4.14図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (MAAP)>にあるとおり、原子炉格納容器温度は大破断LOCAにより約132℃まで上昇 (MAAPは大破断LOCA時の事象初期への適用性が低いため、既往のDBA評価結果を参照)するが、格納容器スプレイの作動により抑制され、評価期間を通じて、200℃を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している</u>ことを確認した。 <補足説明資料：添付資料3.4.4 GOTHICにおける水素濃度分布について>において、破断口区画の三元図が示されており、破断口区画においては、一時的に水素濃度が高くなるものの、水蒸気雰囲気においては爆轟領域に達していないことを確認できる。また、原子炉下部キャビティ区画においては、一時的に爆轟領域に入るものの実機では気相部に直接起爆を生ずるようなエネルギー源はないこと、仮に燃焼が生じたとしても原子炉下部キャビティ区画の形状等から爆轟に遷移する可能性はないことが確認できる。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器スプレイの再循環運転による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度の低下傾向が継続していることを確認 | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、<u>水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置したPARの効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に低下し、事象発生から25時間時点においても低下傾向が続いている。なお、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、安定して冷却されており、その後も安定状態を維持できる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.2.4.11図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)>にあるとおり、原子炉格納容器内水素濃度 (ドライ) は12.8vol%をピークに低下傾向を示すこと、<添付十：第7.2.4.13図 原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)>、<添付十：第7.2.4.14図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (MAAP)>にあるとおり、原子炉格納容器圧力・温度は格納容器スプレイの再循環運転によって原子炉格納容器の除熱が確立されていることから低下傾向を維持しており、安定状態まで評価が行われていることを確認した。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> <hr/> <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンス（基本ケース）は、PARにより、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、運転員等操作が受ける影響はないことを確認した。</p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない(本操作に係る運転員等操作はない)ため、運転員等操作に与える影響はない。</p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさ(熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを含む)が、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認。</p> <p>・重要現象の不確かさを考慮した場合の影響評価における水素対策を確認</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>本格納容器破損モードの有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量を原子炉容器内の全ジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価する。感度解析のパラメータを組み合わせた場合、MCCIに伴い発生する水素は、炉心内の全ジルコニウム量の約6%である。このことを考慮し、炉心内の全ジルコニウム量の75%が水と反応することに加えて、MCCIによる水素発生を考慮しても、PAR及びイグナイタにより水素処理することで、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約8.9vol%である。したがって、MCCIに伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足している</u>ことを確認した。解析コードが有する不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十: 7.2.4.3 (1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><補足説明資料: 添付資料 3.4.12 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> | <p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない(本操作に係る運転員等操作はない)ため、運転員等操作に与える影響はない。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>（i）設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> | |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>（i）設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>（水素燃焼の場合）</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② PARの性能の影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> | <p>（i）解析条件が評価結果に与える影響については、<u>解析条件の中で影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、PARの性能の変動等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも水素濃度への影響は小さい又は濃度を低くすることとなる</u>ことを確認した。具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p>＜添付十：7.2.4.3（2）a.（b） 評価項目となるパラメータに与える影響＞</p> <p>＜補足説明資料：添付資料3.4.13 事象初期に全炉心ジルコニウム量の75%が水と反応した場合のドライ水素濃度について＞</p> <p>＜補足説明資料：添付資料3.4.16 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）＞</p> |

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて48名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員と同数の要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>(ii) 電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおいては、外部電源喪失を想定していないが、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <p>・ 格納容器スプレイの再循環切替により原子炉格納容器内への注水を継続（燃料取替用水タンクへの水補給は行わない）</p> | <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 燃料取替用水ピット（1,860m³）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水は、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水ピットへの補給は不要であることを確認した。</p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、仮に外部電源が喪失して、ディーゼル発電機からの給電を想定した場合には、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能であることを確認した。水源については上記(iii)にあるとおり、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達した以降は、格納容器再循環サンプを水源として原子炉格納容器内への注水を継続するため、外部支援は必要としないことを確認した。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している水素濃度の低減が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」において、PAR の設置などを行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。さらに、MCCI に伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。これにより、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（f）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（高圧注入系、低圧注入系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、イグナイタにより、可燃状態になった時点で水素を燃焼させることによって、MCCI による更なる水素生成がある場合なども含めて、水素濃度をより確実に低く抑えることができることを確認した。イグナイタは、水素が頂部に成層化する可能性にも考慮して、原子炉格納容器ドーム部頂部付近にも設置することを確認した。これらの水素処理装置には熱電対を設置して、作動状況を把握することができることを確認した。</p> <p>水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、PAR の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、低下傾向が続くことなどから、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

溶融炉心・コンクリート相互作用

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策 | 3.5-2 |
| (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 | 3.5-2 |
| (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 | 3.5-3 |
| (3) 格納容器破損防止対策 | 3.5-4 |
| 2. 格納容器防止対策の有効性評価 | 3.5-7 |
| (1) 有効性評価の方法 | 3.5-7 |
| (2) 有効性評価（事象進展解析）の条件 | 3.5-8 |
| (3) 有効性評価の結果 | 3.5-12 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 3.5-14 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 3.5-15 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 3.5-17 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 3.5-17 |
| b. 操作条件 | 3.5-19 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 3.5-20 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 3.5-21 |
| 5. 結論 | 3.5-22 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (格納容器破損防止対策の有効性評価：溶融炉心・コンクリート相互作用)

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|--|--|
| <p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」におけるプラント損傷状態(PDS)は、以下の11つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TEI ・ TED ・ SED ・ TEW ・ AEI ・ SEI ・ AED ・ SLI ・ SLW ・ AEW ・ SEW <p><添付十 追補 2. I：第 2-2 表「評価対象とするプラント損傷状態 (PDS) の選定について></p> |

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>格納容器破損モード「MCCI」は、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」で確認した項目については、確認結果の欄に、「格納容器過圧破損において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心からの崩壊熱や化学反応により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.5.1 (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するために、原子炉下部キャビティへ注水する</u>必要があることを確認した。</p> |

(3) 格納容器破損防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水ピット、復水ピット、燃料油貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。なお、原子炉下部キャビティへの注水状態は、原子炉下部キャビティ水位の作動及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇により確認する</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第 7.2.1.1.1 表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について></p> <p><添付十追補 1：技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等></p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |
| <p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(MCCI の場合（CV 過圧破損と同一））</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(MCCI の場合（CV 過圧破損と同一））</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---------------------------------------|
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> <p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------------------------------|
| <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>5) 本格格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法>及び<添付十追補2：6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 f. 溶融炉心・コンクリート相互作用>に選定理由が示されている。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」を選定する。これは、大破断 LOCA 時にはより早期に原子炉容器の破損に至るため流出する溶融炉心の崩壊熱が大きくなること、また、炉心注水及び格納容器スプレイ機能の喪失により原子炉下部キャビティへの水の流入が遅れることから、コンクリート侵食の観点でより厳しくなるためである。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」であるが、代替格納容器スプレイの開始時間を遅らせて、より厳しい条件とする観点から、代替電源の準備が必要となる全交流動力電源の喪失も考慮する。さらに、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は<添付十：7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法>に示されていることを確認した</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「炉心損傷後の原子炉容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉容器破損、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水カモデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる」ことを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

(2) 有効性評価 (事象進展解析) の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>a. 現象の概要 原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件 (「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定する。</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を適切に考慮する。</p> <p>(注) 原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で溶融炉心の冷却に寄与する十分な原子炉格納容器床の水量及び水位が確保されており、かつ、崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水が行われれば、評価項目を概ね満たすものと考えられる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 原子炉格納容器下部注水設備</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリの防護</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失を考慮することを確認した。その理由として、(1) 1. 1) (i) ①にあるとおり、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(ii) 初期条件や起回事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起回事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> | <p>力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮することを確認した。</p> <p>(ii) 起回事象及び安全機能の喪失の仮定等、事故条件については「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |
| <p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(MCCI の場合)</p> <p>① 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定していることを確認。</p> <p>② 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認。</p> | <p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.1.11 図原子炉格納容器圧力の推移（～4 時間）>にあるとおり、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下は、事象発生後1.4時間の原子炉容器破損から溶融燃料の流出が停止する事象発生約2.5時間後までの間で断続的に生じており、溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定していることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移>にあるとおり、炉心損傷を検知してから30分後より、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することとしており、溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(MCCI の場合 (CV 過圧破損と同一))</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイ流量を確認。 ・ 補助給水ポンプの使用台数、流量等の設定を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持保有圧力、保有水量の設定とその考え方を確認。 ・ PAR、イグナイタの解析上の取り扱いを確認。 | <p>確認結果 (大飯3・4号炉)</p> <p>(i) 機器条件として、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>本評価事故シーケンスの機器条件は「格納容器過圧破損」と同一であるが、本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 具体的には、以下に示されていることを確認した。＜添付十：第7.2.5.1表「熔融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）＞に主要解析条件と設定の考え方が示されている。</p> |
| <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(ii) ＜添付十：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定＞において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことが宣言されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 （i） 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i） 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 （MCCI の場合） 起因事象に関連するパラメータ： ・ 1次系圧力 対策の効果： ・ 原子炉下部キャビティ室水量 ・ ベースマット侵食深さの推移 ・ 原子炉下部キャビティ床面からの水位</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p> | <p>（i） 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 「格納容器過圧破損」と同一である。 ③ 「格納容器過圧破損」と同一である。 ④ <添付十：第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移>、<添付十：第 7.2.5.2 図 ベースマット侵食深さの推移>、<添付十：第 7.2.5.9 図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移>のパラメータにより、重大事故等対策の効果を確認した。 <補足説明資料：添付資料 3.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について>において、「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+CV スプレイ失敗」及び「SBO+補助給水機能喪失」の場合について、原子炉格納容器内水量及び原子炉キャビティ床面からの水位の推移が示されている。</p> |
| <p>（ii） 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。 （MCCI の場合） ① ベースマット侵食深さの推移 ※ CV 過圧破損、FCI に関する評価項目は、CV 過圧破損、FCI で確認する。</p> | <p>（ii） 上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、炉心溶融開始 30 分後（事象発生の約 51 分後）に恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへの注水を開始する。これにより、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（事象発生の約 1.4 時間後）において約 1.1m の原子炉下部キャビティ水位が確保され、溶融炉心の崩壊熱は除去される。コンクリートの侵食は約 5mm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はないことを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(i)を満足していることを確認した。</p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> | <p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同じであることを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.2.1.1.9図 原子炉格納容器圧力の推移>、<添付十：第7.2.1.1.10図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移>にあるとおり、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> <hr/> <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は、以下において特定されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>解析コードの不確かさとその傾向について、以下により影響評価の内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.5.3 (1) a. 運転員等操作時間に与える影響></p> |
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p> <p>(プレストレストコンクリート製格納容器 (PCCV) の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり等の不確かさから、溶融炉心が原子炉下部キャビティ室 | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、<u>溶融炉心とコンクリート間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により MAAP 解析の妥当性が確認されている。しかし、これらの現象は不確かさが大きく、また、知見も限られることから、コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水との伝熱の不確かさについて感度解析を実施した。その結果、保守的にライナプレートがないと仮定し、厳しい条件を重畳させた場合でも、床面及び側面のコンクリート侵食量は約 17cm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はない。なお、溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むと考えられ、また、実験等の知見によれば、側面コンクリートが侵食されて形成されたギャップに水が浸入するため、溶融物の冷却が促進されコンクリート侵食は抑制される。これらにより、評価項目 (i) に関する判断に影響を及ぼす量には至らなかった。また、これらの挙動に関連する運転員等操作はないため、運転員等操作開始時間に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.5.3 (1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.5.3 (1) b. 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p><補足説明資料：添付資料 3.4.12 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について></p> <p>大飯3号炉及び4号炉の原子炉格納容器は PCCV であり、<u>構造強度を確保する鉄筋コンクリート部と気密性を確保する鋼製ライナプレートから構成されている。PCCV の原子炉下部キャビティ室では、底面ライナプレートはコンクリートで覆われているが、側面ライナプレートは露出している。</u>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの不確かさを踏まえると、溶融炉心が側面ライナプレートに接触する可能性がある。<u>側面ライナプレートに接触して破損した場合でも、基礎コンクリート及び基礎コンクリートと鋼材との付着力を考慮すれ</u></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>側面のライナプレートと接触する可能性を考慮し、原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響を確認</p> | <p>ば連続した隙間が生じることは考え難く、また、外部環境まで到達するような長大な割れが生じることは考え難いこと、仮にリークパスを想定した場合でも、原子炉格納容器からの漏えいは、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」におけるCs-137 放出量評価で設定した原子炉格納容器漏えい率（0.16%/日）に対して十分小さいことを確認した。このことから、原子炉下部キャビティ室内に落下した溶融炉心が側面ライナプレートに接触したとしても、原子炉格納容器外に通じる貫通リークパスが生じる可能性は小さく、仮に貫通リークパスを想定したとしても、外部への漏えいは有効性評価で設定している漏えい率に対して十分小さいことから、原子炉格納容器の閉じ込め機能は確保されることを確認した。なお、さらなる安全性向上対策として、自主的に原子炉下部キャビティ室内に防護壁を設置し、原子炉下部キャビティ側面ライナプレートと溶融炉心の接触を防止するとしていることを確認した。</p> <p><補足説明資料:添付資料 3.5.2 大飯3, 4号炉 原子炉下部キャビティ室への溶融炉心落下後における格納容器の閉じ込め機能について></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(MCCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確認。</p> <p>④ 1 次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水ピット水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価は以下に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.5.3(2)a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.5.3(2)a. (a) 運転員等操作時間に与える影響></p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>⑦ 該当なし。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(MCCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響</p> | <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、炉心崩壊熱の変動を考慮して最確条件とした場合、保守的に設定した場合より崩壊熱が小さくなるため炉心溶融の開始が遅くなり、原子炉下部キャビティ注水の準備時間の余裕が大きくなる。また、原子炉容器破損時間が遅くなるため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点での原子炉下部キャビティ水量が多くなり、溶融炉心の熱量も小さくなるため、コンクリート侵食量は減少することを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.5.3(2)a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>② <添付十：7.2.5.3(2)a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響></p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>を確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ④ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。 ⑤ 燃料取替用水ピット水量の影響を確認。 ⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。 ⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認。 | <ul style="list-style-type: none"> ⑤ 該当なし。 ⑥ 該当なし。 ⑦ 該当なし。 <p style="text-align: center;"><補足説明資料：添付資料 3.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>本事故シーケンスの要員の配置による他の操作への影響については「格納容器過圧破損」と同じであり、対策実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.5.3(2)b. (a) 要員の配置による他の操作に与える影響></p> |
| <p>1. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価について、<添付十：7.2.5.3(2)b. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響>に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (MCCIの場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始時間余裕を確認。</p> <p>※ 格納容器内自然対流冷却及びアニュラス排気ファンの起動に係る操作時間余裕については、「格納容器過圧破損」で確認する。</p> | <p>(i) 代替格納容器スプレイの操作が遅れた場合の影響について、原子炉下部キャビティへの注水操作開始遅れが原子炉下部キャビティ水量に及ぼす影響を把握するため、注水操作開始時間を遅らせた感度解析を実施し、操作の開始が9分遅れても、原子炉容器破損時において約0.9mの原子炉下部キャビティ水位を確保できることを確認した。この結果より、評価項目(i)を満足することには変わりはない。これ以外の本事故シナリオの要員の配置による他の操作への影響については「格納容器過圧破損」と同じであり、対策実施に与える影響はないことを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (3) 操作時間余裕の把握> <補足説明資料：添付資料3.1.1.21 代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ時間の感度解析について></p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>（i）要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過圧破損」と同一としていることを確認した。</p> |
| <p>（ii）本格格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |
| <p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p data-bbox="142 321 329 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 367 608 399">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="142 413 1026 577">・ 具体的には、本格格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p data-bbox="1077 277 2748 352">格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1077 367 2748 625">評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、原子炉下部キャビティへの注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（i）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮し、コンクリート侵食量の感度解析を実施した結果、厳しい条件を重畳させた場合でもコンクリート侵食量が支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、評価項目（i）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（高圧注入系、低圧注入系、格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1077 640 2653 672">さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1077 686 2748 762">「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1077 777 2748 852">以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

想定事故 1

| | |
|---------------------------------|---------|
| 1. 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策 | 4. 1-2 |
| (1) 想定する事故 | 4. 1-2 |
| (2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方 | 4. 1-3 |
| (3) 燃料損傷防止対策 | 4. 1-4 |
| 2. 燃料損傷防止対策の有効性評価 | 4. 1-7 |
| (1) 有効性評価の方法 | 4. 1-7 |
| (2) 有効性評価の条件 | 4. 1-8 |
| (3) 有効性評価の結果 | 4. 1-11 |
| 3. 評価条件の不確かさの影響評価 | 4. 1-13 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 4. 1-14 |
| (2) 評価条件の不確かさの影響評価 | 4. 1-15 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 4. 1-15 |
| b. 操作条件 | 4. 1-16 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 4. 1-17 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 4. 1-18 |
| 5. 結論 | 4. 1-19 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故1)

1. 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(a) 想定事故1:</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p> | <p>1) 想定する事故は、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により使用済燃料ピットの水位が蒸発によって低下するものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p> <p><添付十：7.3.1.1(1) 想定する事故></p> <p><補足説明資料：4.1 想定事故1></p> |

(2) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 事象進展の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故1の特徴を捉えていることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る」ものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行う</u>ことを確認した。</p> |

(3) 燃料損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 想定事故1における対策(設備及び手順)の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故1における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 想定事故1では、使用済燃料ピット冷却機能喪失を判断する必要があるが、これを判別するための計装設備として、<添付十:第7.3.1.1表「想定事故1」における重大事故等対策について>において、使用済燃料ピット温度(AM用)、使用済燃料ピット水位(AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 想定事故1の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 想定事故1の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策として、<u>使用済燃料ピットへの代替注水を行う。このため、送水車及び經由用ドラム缶を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料ピットの状態を監視する。このため、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット温度計(AM用)、使用済燃料ピット水位計(AM用)等を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p> |
| <p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>① 中型ポンプ車による使用済燃料ピット水位への注水に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十:第7.3.1.1表「想定事故1」の重大事故等対策について>より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、使用済燃料ピット温度(AM用)、使用済燃料ピット水位(AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット冷却機能の回復操作 ・ 燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作 <p>② <添付十:技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>において、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ等設置操作、可搬式使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置等設置操作等が整備されていることを確認した。また、<添付十:技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等>において、燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作等が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故1における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.3.1.1表「想定事故1」における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>（i）使用済燃料ピットへの代替注水に関連する設備として、送水車及びこれと接続する配管が概略系統図に示されていることを確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>（i） 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。 ① <添付十：第7.3.1.2図「想定事故1」の対応手順の概要（「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の事象進展）>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」に係る判断基準・確認項目等 <u>使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断</u>：使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合。 <u>使用済燃料ピット水温及び水位の確認</u>：使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。 <u>使用済燃料ピット補給水系の故障の判断</u>：2次系純水系統及び燃料取替用水ピットからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断する。</p> <p><補足説明資料：添付資料 4.1.3 安定状態について>において、想定事故1の安定状態は、「送水車等を使った注水により使用済燃料ピット水位が回復、維持され、温度が安定した時点」であることが示されている。</p> |
| <p>5) 想定事故の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>(i) タイムチャートは、<添付十：技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は<添付十：技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等、技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等、技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 想定事故1の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、<添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定>において考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 解析対象とした事故シーケンスから、解析対象のシーケンスを選定した理由を確認する。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p> |
| <p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> | <p>※「想定事故1」の重要現象はない。</p> |
| <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p> |
| <p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故1、想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料ピット水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる水位の考え方） | <p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料ピットの水位が、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位。通常水位一約3m）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（b）を満たすものとする。評価項目（b）が満たされる場合は評価項目（a）も同時に満たされる</u>ことを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失によってプール水の温度が上昇し、沸騰を開始する。プール水の補給に失敗すると、蒸発によりプール水が減少しプールの水位が緩慢に低下する。冷却系の回復やプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件 (「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>(a) 通常の冷却機能又は注水機能の喪失を想定する。</p> <p>(b) 申請書に記載された代替冷却設備、代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p> | |
| <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起回事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとすることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期条件や起回事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起回事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを</p> | <p>(ii) 起回事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 安全機能の喪失に対する仮定として、使用済燃料ピットポンプ等の運転不能等により使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失するものとすることから、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>② 初期条件として、事故発生時の使用済燃料ピット水温は 40℃、水位は燃料頂部より+7.38m とすることを確認した。その他の条件について</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>確認。 （想定事故1の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットに隣接するピットやチャンネルの扱いを確認。 | <p>ては、＜補足説明資料：表4.1.2「想定事故1」の主要解析条件（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）＞において、使用済燃料ピット崩壊熱は11,674MWとし、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、燃料取出直後の状態に基づき設定するが、水温100℃まで上昇する時間の評価は、Aエリアのみを考慮して設定し、また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出しており、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p> |
| <p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさ</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>がある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況(現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件(容量等)について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値(添付八)と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> SFPへの注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であることを確認。 | <p>(i) 機器条件として、送水車の流量は25 m³/hとすることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.3.1.2表「想定事故1」の主要解析条件(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)>より、想定事故1の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>送水車から使用済燃料ピットへの注水流量：使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対し、燃料損傷防止が可能な流量として25m³/hとする。</p> <p>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット最低水位：使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位として、燃料頂部から4.38mとする。</p> |
| <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(2)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(ii) 想定事故1において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は<補足説明資料：6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件(格納容器内自然対流冷却の開始時間等)を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策(燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等)については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>使用済燃料ピット冷却系回復操作(有効性評価上、期待しない操作)：<添付十：技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等の操作の成立性>において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、運転員(当直員)2名であり、中央制御室での使用済燃料ピット冷却機能回復操作、現場での使用済燃料ピットポンプ起動操作に30分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピット注水操作(有効性評価上、期待しない操作)：<添付十：技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等の操作の成立性>において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、運転員(当直員)1名であり、現場での燃料取替用水タンク等からの注水操作に20分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピットの監視(有効性評価上、期待しない操作)：<添付十：技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等の操作の成立性>において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員4名であり、現場での可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬式使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置に120分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、送水車による注水は、事象発生の確認、注水準備に必要な移動、操作等に必要な時間を考慮して、</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|
| | <p>事象発生から5.2時間後に開始するものとすることを確認した。</p> <p>③ 送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、注水準備に必要な移動、操作等の時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定している。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸とう開始までの時間 ・ 遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間 ・ SFP への注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること。 | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.3.1.4 図>にあるとおり、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失し、使用済燃料ピットが沸騰するまで約12時間であり、蒸発により使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位である通常水位—約3.19mとなるまでは約2.6日であることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。（想定事故1では、燃料の崩壊熱と使用済燃料ピットの保有水量の関係から評価した水位低下時間と、注水可能となる時間とを比較することで評価を実施している。）</p> <p>④ 事故を検知し、送水車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から2時間30分後である。これに対し、②にあるとおり、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位—3.19m）まで低下する時間は、約2.6日であるため十分な時間余裕があることを確認した。また、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発率（約19.44m³/h）を上回る容量の送水車（25m³/h）を整備していることから、送水車による注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水は維持できていることを確認。</p> <p>② 遮へいが維持できる水位は確保されているかを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約12時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下する時間は約2.6日である。一方、事故発生後、送水車による注水の準備に要する時間は5.2時間である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。送水車の流量は25m³/hであり、使用済燃料ピット水温が100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量を上回っていることから、燃料有効長</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| | <p>頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.3.1.4図>にあるとおり、燃料上端までの水位は、通常水位-約7.57mである。これに対し、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-3.19m)となるまでに送水車による代替注水を行えることから、燃料有効長頂部の冠水は維持できることを確認した。(送水車の注水容量は、燃料の崩壊熱による蒸発率よりも大きいことから、水位の回復は可能である)</p> <p>② ①にあるとおり、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-3.19m)となるまでに送水車による代替注水を行えることから、遮蔽が維持できる水位は確保されていることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約0.970）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持されることを確認した。</p> <p><補足説明資料（添付資料4.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について）>において、SFP 水位低下時間等評価の条件設定について根拠が示されている。</p> |
| <p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満足している。評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(c)を満足していることを確認した。</p> |
| <p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p> | <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、上記(3)(ii)にあるとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-3.19m)となるまでに送水車による代替注水を行えること、送水車の注水容量(25m³/h)は、燃料の崩壊熱による蒸発率(約19.44m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済燃料ピットの実効増倍率は臨界に対して十分低く未臨界は維持されることから、使用済燃料ピットは安定状態に導かれていることを確認した。</p> |

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

なお、「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p> | <p>(i) 評価条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、＜添付十：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針＞を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：＜補足説明資料：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針＞において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> |
| <p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある送水車による注水であることを確認した。本操作は使用済燃料ピット水温の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p> | <p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p> |

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② SFP 初期水温の影響を確認。</p> <p>③ SFP 初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動の影響を確認。</p> | <p>(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピットの水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 崩壊熱、初期水位及び初期水温の最確値を用いた場合、使用済燃料ピット内の水温が変動するが、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温及び水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② SFP 初期水温の影響を確認。</p> <p>③ SFP 初期水位の影響を確認。</p> <p>④ SFP の自然蒸発(100℃以下での蒸発)の影響を確認。</p> | <p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となり、また、初期水位の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水位より高い側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約2.6日より長くなる。初期水温の変動を考慮し、解析条件である40℃より厳しい65℃（使用済燃料ピットポンプ1台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約2.4日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の5.2時間後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕もっていることを確認していることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ 初期水位の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水位より高くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>④ その他の解析条件の不確かさ（水温100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料4.1.4 評価条件の不確かさの影響評価について>において、評価条件の一覧が示されている。</p> |

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 評価条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作がないことから、対策の実施に与える影響はないことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 想定事故1においては、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット水温が65℃を超える場合は送水車による使用済燃料ピットへの代替注水操作に着手するが、この操作は、3号炉及び4号炉合わせて34名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 送水車による使用済燃料ピットへの代替注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 送水車による使用済燃料ピットへの代替注水操作は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 送水車による使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる捜査開始時間は早くなる。この場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。 (想定事故1の場合)</p> <p>① 放射線の遮へいが維持できる最低水位までに到達する時間とSFPへの注水操作が開始できるまでの時間から余裕時間を確認。</p> | <p>(i) 送水車による使用済燃料ピットへの代替注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 2.(3)(i)にあるとおり、事象を検知し、送水車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から2時間30分後である。これに対し、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-3.19m)まで低下する時間は、約2.6日であるため十分な時間余裕があることを確認した。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>(ii) 想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> <p>(iii) 使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故1における対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて34名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>(ii) 電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 送水車による注水は、電源を必要としない。なお、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機により電源供給が可能であるとしていることを確認した。</p> <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故への対応では、25m³/hの流量で間欠的に使用済燃料ピットへの注水を行うが、海水を取水源として25m³/hの流量で供給が可能であることを確認した。</p> <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、本想定事故への対応に必要な燃料としては、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車(緊急時対策所用)の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLである。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である。使用済燃料ピットへ海水を補給するための送水車の運転に必要な軽油量は、事象発生後5時間後から7日間の運転を想定して3号炉、4号炉それぞれについて約4,809L(合計約9,618L)必要となる。これに対して、本発電所内に備蓄されている軽油量は21,000Lで対応が可能であることを確認した。なお、水源の充足性については上記(iii)で確認している。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p data-bbox="133 321 326 352">記載要領（例）</p> <ul data-bbox="133 363 1032 583" style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、想定事故1の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p data-bbox="1047 279 2742 531">規制委員会は、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。「想定事故1」において、使用済燃料貯蔵槽への代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、喪失した安全機能（使用済燃料ピット冷却機能等）の回復を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの安全機能の回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1047 541 2742 615">以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

想定事故2

| | |
|--------------------------------|--------|
| 1. 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策 | 4.2-2 |
| (1) 想定する事故 | 4.2-2 |
| (2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方 | 4.2-2 |
| (3) 燃料損傷防止対策 | 4.2-3 |
| 2. 燃料損傷防止対策の有効性評価 | 4.2-6 |
| (1) 有効性評価の方法 | 4.2-6 |
| (2) 有効性評価の条件 | 4.2-7 |
| (3) 有効性評価の結果 | 4.2-11 |
| 3. 評価条件の不確かさの影響評価 | 4.2-13 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 4.2-14 |
| (2) 評価条件の不確かさの影響評価 | 4.2-15 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 4.2-15 |
| b. 操作条件 | 4.2-16 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 4.2-17 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 4.2-18 |
| 5. 結論 | 4.2-19 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故2）

1. 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） ¹ |
|--|---|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>（使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止）</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(b) 想定事故2：</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p> | <p>1) 想定する事故は、サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下するものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p> <p><添付十：7.3.2.1(1) 想定する事故></p> <p><補足説明資料：4.2 想定事故2></p> |

(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 事象進展の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故2の特徴を捉えていることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した</u>ことを確認した。具体的には、「想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料ピット注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る」ものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行う</u>ことを確認した。</p> |

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(3) 燃料損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 想定事故2における対策(設備及び手順)の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故2における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 想定事故2では、使用済燃料ピット水位の低下を確認する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.3.2.1表「想定事故2」における重大事故等対策について>において、使用済燃料ピット温度(AM用)、使用済燃料ピット水位(AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 想定事故2の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 想定事故2の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策は、「想定事故1」と同一であることを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料ピットへの代替注水に係る手順については、<添付十：技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>において整備されていること、送水車への燃料補給については、<添付十：技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手段等>において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、送水車、軽油ドラム缶が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は<添付十：第7.3.2.1表「想定事故2」における重大事故等対策について>において、整備されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p> |
| <p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>① 中型ポンプ車による使用済燃料ピット水位への注水に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.3.2.1表「想定事故2」における重大事故等対策について>より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、使用済燃料ピット温度(AM)、使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット監視カメラ等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット冷却機能の回復操作 ・ 燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作 <p>② <添付十：技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>において、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ等設置操作、可搬式使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置等設置操作等が整備されていることを確認した。また、<添付十：技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手段等>において、燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作等が整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故2における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている<添付十：第7.3.2.1表「想定事故2」における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>(i) 使用済燃料ピットへの代替注水に関連する設備として、送水車及びこれと接続する配管が概略系統図に示されていることを確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。 ① <添付十：第7.3.2.2図「想定事故2」の対応手順の概要（「サイフォン現象等による使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失」の事象進展）>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>設定と解析上の設定がわかるように記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故2」に係る判断基準・確認項目等 <u>使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断</u>：「使用済燃料ピット水位注意」警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合。 <u>使用済燃料ピット補給水系の故障の判断</u>：2次系純水系統及び燃料取替用水ピットからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できない場合。 <u>使用済燃料ピット水温上昇の確認</u>：使用済燃料ピット冷却機能喪失により、水温が上昇していることを確認する。</p> <p><補足説明資料：添付資料4.2.2 安定状態について>において、想定事故2の安定状態は、「送水車等を使った注水により使用済燃料ピット水位が回復、維持され、温度が安定した時点」であることが示されている。</p> |
| <p>5) 想定事故の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>(i) タイムチャートは、<添付十：技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は<添付十：技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等、技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等、技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 想定事故2の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、<添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定>において考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 解析対象とした事故シーケンスから、解析対象のシーケンスを選定した理由を確認する。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p> |
| <p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> | <p>※「想定事故2」の重要現象はない。</p> |
| <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p> |
| <p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故1、想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料ピット水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる水位の考え方） | <p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料ピット水の小規模な喪失により水位が低下した後、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位。通常水位一約32m。）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(b)を満たすものとする。評価項目(b)が満たされる場合は評価項目(a)も同時に満たされる</u>ことを確認した。</p> |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---------------|
| <p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(1) 想定事故2</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>サイフォン現象等によりプール水の小規模な喪失が発生し、プール水の補給に失敗すると、使用済燃料貯蔵槽の水位は低下する。その後もプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等を想定する。</p> <p>(b) 解析にあたってはサイフォンブレイカーの効果は考慮しない。ただし、地震等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性等が確保され、プール水流出の停止操作を確実にこなることが示されれば、その効果を考慮することができる。さらに、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレイカーであれば、その効果を考慮できる。（サイフォン防止用の逆止弁の場合には、開固着等のリスクを考慮する。）</p> <p>(c) 申請書に記載された代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>(d) 地震や建屋の爆発、火災、使用済燃料貯蔵槽からの溢水等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性が確保され、プール水流出の停止操作を確実にこなることが示されれば、その効果を考慮することができる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットに隣接するピットやチャンネルの扱いを確認。 | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとすることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等によりピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピット出口配管下端（燃料頂部+6.30m）まで水位が低下すると想定することを確認した。安全機能の喪失に対する仮定は、この破断により冷却機能が喪失するが、重畳して、注水機能も喪失するものとする。漏えいはこの水位で止まるが、水温が上昇して蒸発が起こる場合は更なる水位低下が生じるものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>本事故シーケンスにおいてはサイフォンブレイカーの効果に期待している。このため、重大事故等時のサイフォンブレイカーの健全性を確認したところ、地震、落下物による影響がないこと及び配管等の閉塞の可能性がないことが示されるとともに、維持管理方法として日常点検、資材仮置管理等の方法に問題がないことが示された。このことから、重大事故等時においてもサイフォンブレイカーの機能効果に期待できることを確認した。</p> <p><SA 基準適合性補足説明資料：54-9 想定事故2において想定したサイフォン現象等について>において、SFPの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象の選定根拠等が示されている。54-10 使用済燃料ピットサイフォンブレイカーの健全性について、機能効果が期待できる根拠等が示されている。</p> <p>② 初期条件として、事故発生時の使用済燃料ピット水温は40℃とすることを確認した。その他の条件については、<添付十：第7.3.2.2表「想定事故2」の主要解析条件>において、使用済燃料ピット崩壊熱は10.496MWとすること、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、原子炉から使用済燃料ピットに燃料を取り出した直後の状態を想定し、蒸発に寄与する水量は補給までの余裕時間の観点から短くなるA、Bピットのみ水量を考慮するとともに、水量は使用済燃料やラックの体積を除いて算出したものを設定しており、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等) が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況(経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況(現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能(電源及び補機冷却水等)の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況(現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量)を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> | <p>(i) 機器条件として、「想定事故1」と同一であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.3.2.2表「想定事故2」の主要解析条件>より、想定事故2の評価で用いる機器条件と設定期理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>送水車から使用済燃料ピットへの注水流量</u>：使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対し、燃料損傷防止が可能な流量として25m³/hとする。</p> <p><u>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット最低水位</u>：使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位として、燃料頂部から4.38mとする。</p> |
| <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件(容量等)について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値(添付八)と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> SFPへの注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であることを確認。 | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2(2)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(ii) 想定事故2において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は<補足説明資料: 6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>使用済燃料ピット注水操作（有効性評価上、期待しない操作）</u>：<添付十：技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等の操作の成立性>において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、運転員（当直腸）等1名であり、現場での燃料取替用水タンク等からの注水操作に20分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピット給水確保</u>：<添付十：技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等の操作の成立性>において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、緊急安全対策要員6名であり、現場での資材運搬・機材設置に2.5時間、送水車の起動に0.2時間等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピットの監視（有効性評価上、期待しない操作）</u>：<添付十：技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等の操作の成立性>において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、緊急安全対策要員4名であり、現場での可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬式使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置に120分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>送水車への燃料補給</u>：<添付十：技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等及び技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等の操作の成立性>において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員1名であり、現場での燃料補給に100分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>送水車による注水は、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間等を考慮して、事象発生から5.2時間後に開始するものとする。</u>なお、本評価では事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端に達するまでの時間は考慮しないことを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故2及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸とう開始までの時間 ・ 遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間 ・ SFP への注水が可能となる時間 <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること。 | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.3.2.4図>にあるとおり、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失し、使用済燃料ピットが沸騰するまで約11時間であり、蒸発により使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位である通常水位-約1.92mとなるまでは約1.8日であることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。(想定事故2では、燃料の崩壊熱と使用済燃料ピットの保有水量の関係から評価した水位低下時間と、注水可能となる時間とを比較することで評価を実施している。)</p> <p>④ 事故を検知し、送水車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から5.2時間後である。これに対し、②にあるとおり、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-1.92m)まで低下する時間は、約1.8日であるため十分な時間余裕があることを確認した。また、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発率(約19.44m³/h)を上回る容量の送水車(25m³/h)を整備していることから、送水車による注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水は維持できていることを確認。</p> <p>② 遮へいが維持できる水位は確保されているかを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット内の水温が約11時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下する時間は約1.8日である。</u>一方、事故発生後、送水車による注水の準備に要する時間は5.2時間である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。送水車の流量は25 m³/hであり、使用済燃料ピット水温が100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.3.2.4図>にあるとおり、燃料上端までの水位は、通常水位-約6.3mである。これに対し、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-1.92m)となるまでに送水車による代替注水を行えることから、燃料有効長頂部の冠水は維持できることを確認した。(送水車の注水容量は、燃料の崩壊熱による蒸発率よりも大きいことから、水位の回復は可能である)</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| | <p>② ①にあるとおり、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-1.92m)となるまでに送水車による代替注水を行えることから、遮蔽が維持できる水位は確保されていることを確認した。</p> <p>③ 使用済み燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約0.970）であり、使用済み燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済み燃料ピット水のほう素濃度が高い場合、沸騰前と沸騰状態における実効増倍率は1.0（臨界）に対して十分低く、未臨界は維持されることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、評価結果は使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満足している。評価結果は使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(c)を満足していることを確認した。</p> |
| <p>(使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済み燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済み燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p> | <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、上記(3)(ii)にあるとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-1.92m)となるまでに送水車による代替注水を行えること、送水車の注水容量(25m³/h)は、燃料の崩壊熱による蒸発率(約19.44m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済み燃料ピットの実効増倍率は臨界に対して十分低く未臨界は維持されることから、使用済み燃料ピットは安定状態に導かれていることを確認した。</p> |

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

なお、「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p> | <p>(i) 評価条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、＜添付十：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針＞を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：＜補足説明資料：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針＞において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> |
| <p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の捜査開始時間と実際に見込まれる捜査開始時間の差異がある送水車による注水であることを確認した。</p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p> | <p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p> |

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱、SFP 初期水温、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動の影響を確認。</p> | <p>(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱及び初期水温の最確値を用いた場合、使用済燃料ピット内の水の温度が変動するが、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温及び水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② SFP 初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動の影響を確認。</p> <p>④ SFP の自然蒸発(100℃以下での蒸発)の影響を確認。</p> | <p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約1.8日より長くなる。また、初期水温の変動を考慮し、解析条件である40℃より厳しい65℃（使用済燃料ピットポンプ1台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.6日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生後の5.2時間後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなるのが考えられるが、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕もっていることを確認していることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水位上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。を確認した。</p> <p>④ その他の解析条件の不確かさ（水温100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価について>において、評価条件の一覧が示されている。</p> |

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 評価条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作がないことから、対策の実施に与える影響はないことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 想定事故2においては、「使用済燃料ピット水位注意」警報の発信で、使用済燃料ピット水位等のパラメータにより使用済燃料ピット水位低下を確認した場合準備を開始するが、この操作は34名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 送水車による使用済燃料ピットへの代替注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 送水車による使用済燃料ピットへの代替注水操作及び中型ポンプ車への燃料補給操作の所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> | <p>1) 送水車による使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。この場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（4）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>（i）操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。 （想定事故2の場合）</p> <p>① 放射線の遮へいが維持できる最低水位までに到達する時間とSFPへの注水操作が開始できるまでの時間から余裕時間を確認。</p> | <p>（i）送水車による使用済燃料ピットへの代替注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 2. (3) (i)にあるとおり、事象を検知し、送水車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から5.2時間後である。これに対し、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-1.92m）まで低下する時間は、約1.8日であるため十分な時間余裕があることを確認した。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて34名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>（ii）電源供給量の充足性について、燃料等については、「想定事故1」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」と同一である。</p> |
| <p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故2における対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>（iii）水源の充足性について、燃料等については、「想定事故1」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」と同一である。</p> |
| <p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、水源の充足性について、燃料等については、「想定事故1」と同一であることを確認した。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、想定事故2の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>「想定事故2」において、使用済燃料貯蔵槽への代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。</p> <p>さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（冷却系配管等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

崩壊熱除去機能喪失

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策 | 5.1-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 5.1-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方 | 5.1-3 |
| (3) 燃料損傷防止対策 | 5.1-4 |
| 2. 燃料損傷防止対策の有効性評価 | 5.1-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 5.1-8 |
| (2) 有効性評価の条件 | 5.1-10 |
| (3) 有効性評価の結果 | 5.1-13 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 5.1-16 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 5.1-17 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 5.1-18 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 5.1-18 |
| b. 操作条件 | 5.1-19 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 5.1-20 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 5.1-21 |
| 5. 結論 | 5.1-22 |

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：崩壊熱除去機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） ¹ |
|---|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p> | <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」における事故シーケンスは、以下の3つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故 <p><添付十：追補2. I 第3-2表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について></p> |

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、余熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体が損傷に至ることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要があることを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、蓄圧タンク水を炉心に注水後、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁を取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去することにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより炉心の除熱、原子炉格納容器の除熱を行う必要があることを確認した。</p> |

(3) 燃料損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、余熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、<添付十：第7.4.1.1表 崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)>における重大事故等対策について」において、余熱除去流量、1次冷却材高温側温度 (広域)、1次冷却材低温側温度 (広域) が挙げられていることを確認した。</p> |
| | <p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部 (加圧器安全弁3弁を取り外し中) から蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、蓄圧タンク、燃料取替用水ピット、燃料油貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態 (低温停止状態※) へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態 (高温停止状態又は低温停止状態) と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。このため、A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用)、A格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、必要に応じて、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを行い、原子炉格納容器内の除熱を継続する。このため、窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用) を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D格納容器再循環ユニット、B格納容器スプレイポンプ、B格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとされていることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十：技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等></p> <p>① 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替再循環を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却・除熱については、<添付十：技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>で整備されているA、D格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ等を用いた格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.1.9 安定状態について>には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」であることが示されている。</p> |
| <p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 代替再循環に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) <添付十：第7.4.1.1表 「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)>における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備として、加圧器水位、1次冷却材高温側温度 (広域)、1次冷却材低温側温度 (広域) 等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイライン使用) による代替再循環に係る計装設備として、余熱除去流量、高圧注入流量、1次冷却材高温側温度 (広域)、1次冷却材低温側温度 (広域) 等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、格納容器内温度、格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度等が</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| | <p>挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切り替え条件を確認。</p> | <p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下に示されていることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水ピット水位計指示が3号炉12.5%、4号炉16%になれば格納容器再循環サンプル水位(広域)指示56%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、早期の電源回復不能を判断した段階で格納容器内自然対流冷却の準備に着手し、準備が完了すれば通水を開始することとしている。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.1.8 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に達するまでの時間について>において、再循環切替水位到達時点での燃料取替用水ピット水位の評価結果が示されている。</p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能回復操作 <p>② 有効性評価上は期待しないが、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、<添付十：技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等>において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際には行う操作として余熱除去機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備(常設、可搬、計装)については、<添付十：第7.4.1.1表 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条(重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁</p> | <p>(i) 充てんポンプによる炉心への注水に関連する設備として、充てんポンプ、燃料取替用水ピット及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、代替再循環に関連する設備としてA格納容器スプレイポンプ(RHRS-</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>CSS タイライン使用)、A格納容器スプレイ冷却器等が、格納容器自然対流冷却に関連する設備としてA、D格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ等が概略系統図に示されていることを確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.1.2図 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）>の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展）において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に係る判断基準・確認項目等 <u>余熱除去機能喪失の判断</u>：余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却機能喪失を確認した場合は余熱除去機能喪失と判断。 <u>再循環への切替判断</u>：燃料取替用水ピット水位の指示が3号炉12.5%、4号炉16%になれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示56%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p> |
| <p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> | <p>(i) タイムチャートは、<添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等、技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等、技術的能力1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等、及び技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等>を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は<添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等、技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等、技術的能力1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等及び技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等>と整合していることを確認した。</p> <p>③ 余熱除去機能回復操作等（実際には行わが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、＜添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定＞において、考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRA で選定された事故シーケンスは「余熱除去機能喪失」であるが、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定である。このことから、本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」とすることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは、「余熱除去機能喪失」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「余熱除去機能喪失」が起こるとすることを確認した。重要事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.3の着眼点を踏まえ、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。なお、原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までの期間のうち、ミッドループ運転中とした理由は①のとおり。</p> <p>＜補足説明資料：添付資料 5.1.13 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））において、運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮へい、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されている。</p> |
| <p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> | <p>(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における ECCS 強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いることを確認した。M-RELAP5 の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|----------------|
| <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失 (RHR の故障による停止時冷却機能喪失)</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転中のRHR 又は原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件 (3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。)</p> <p>i. 運転中のRHR 又は原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) の機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 原子炉の状態及び緩和設備の待機状態を考慮し、代替の崩壊熱除去機能又は原子炉冷却材の補給機能を有する設備の作動を仮定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 待機中のRHR による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 代替UHSS による崩壊熱除去機能の確保 (原子炉補機冷却機能が喪失している場合)</p> <p>iii. 待機中のECCS 等又は代替注水設備による原子炉冷却材の補給機能の確保</p> <p>iv. 補助給水系と主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの崩壊熱除去機能の確保 (蒸気発生器にノズル蓋が設置されていない場合)</p> <p>v. 燃料取替用水ピットからの重力注入による原子炉冷却材の補給機能の確保 (蒸気発生器にノズル蓋が設置されず、大口径の開口部が1次冷却系に設けられている場合)</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。その理由として、外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> | <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、<u>余熱除去ポンプの故障等による余熱除去系の機能喪失が、2系統で同時に発生することを想定する</u>ことを確認した。安全機能の喪失の仮定として、起因事象の想定により、両系列の余熱除去機能が喪失することを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.4.1.2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））>において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、<u>事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後72時間とする。また、外部電源はないものとする。これは、燃料の確保の観点では、厳しい設定となる</u>ことを確認した。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> | <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.1.2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））>より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>恒設代替低圧注入ポンプ：恒設代替低圧注入ポンプによる炉心注水流量は、28m³/hとする。これは、炉心注水開始を事象発生後141分とした場合の崩壊熱による蒸発量（27.5m³/h）を上回る流量である</u>ことを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん/高圧注入ポンプの使用台数、設定する流量とその理由を確認。 <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性 (設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等) が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している余熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は<添付十:6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策 (炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等) については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <添付十:技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の開始は、事象発生を検知、判断、空冷式非常用発電装置の準備及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作に要する時間を考慮し、かつ、3基目の蓄圧タンクの注水後として事象発生から141分後とする</u>ことを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作は、有効性評価上は事象発生から141分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条 (運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること (ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心上端ボイド率 ・ 1次系温度 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 注入流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 注入流量/流出流量 ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 ・ 1次系圧力 | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.4.1.5図、第7.4.5.11図>より、余熱除去機能の喪失により1次系温度が上昇していること、炉心にボイドが発生している(炉心上端ボイド率がゼロ以上)ことから、余熱除去系が機能喪失していることを確認した。</p> <p>③ <添付十：第7.4.1.6図>より、機器条件で設定したとおりの充てんポンプによる炉心への注水流量が確保されていることを確認した。</p> <p>④ <添付十：第7.4.1.6図、第7.4.1.8図、第7.4.1.9図、第7.4.1.11図、第7.4.1.12図>より、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水流量と加圧器頂部からの冷却材放出流量がバランスすることで、1次系保有水量が安定しているとともに原子炉容器水位はTAF以上を確保でき、1次系温度や燃料被覆管の温度は有意に上昇していないことから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。また、加圧器頂部からの流出流量の変動と加圧器頂部クオリティとの関係や加圧器頂部からの流出形態と1次系圧力の挙動の関連等、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.1.5 「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」の1次冷却材圧力の挙動説明について>の挙動説明)には、1次系圧力と加圧器開口部からの流出流量の推移についての説明が示されている。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.1.6 ミッドループ運転中の線量率について>には、当該事象での作業員被ばくが線量当量限度100mSvより十分小さいことが示されている。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.1.7 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」における未臨界性について>には、事象に伴う反応度変化(冷却材密度低下、ほう素密度低下)を考慮しても未臨界性が十分に確保できることが示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること | |
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水、遮へいが維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>事象発生約2分後から、1次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで1次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生約60分後に1基目の蓄圧タンク、100分後に2基目の蓄圧タンク、140分後に3基目の蓄圧タンクにより炉心注水を開始し、さらに141分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始することにより、事象発生後約220分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合い、1次冷却系の保有水量及び1次冷却材温度は安定する。事象発生後、燃料有効長頂部のポイド率は最大でも0.7程度であり、充てんポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはない。ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるポイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する可能性がある。しかし、その場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから未臨界は維持される</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下に示すとおり。</p> <p>① <添付十：第7.4.1.8図>にあるとおり、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることを確認した。</p> <p>② 原子炉容器水位はTAF以上を確保できていることに加え、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができていることを確認した。なお、原子炉容器水位が仮にTAFまで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されていること、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>③ 炉心崩壊熱による1次冷却材のポイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、炉心が燃料取替え作業時の未臨界確保の観点から高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する可能性がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著になることから、MOX燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心の評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.2%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(3) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心注水により、原子炉容器内水位は評価期間を通じてTAF以上を確保できていること、原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できていること及び事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-6.2%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転に切替えるとともに、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続すること、また、必要に応じてB格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイにより除熱を継続することで原子炉を安定状態へ移行可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下に示すとおり。</p> <p>① <添付十：第7.4.1.9図及び第7.3.1.11図>にあるとおり、事象発生から約150分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。以降はA格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイライン使用) による代替再循環で炉心の冷却・除熱を行うとともに、必要に応じて格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の長期的な冷却・除熱を維持することを確認した。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、＜添付十：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」＞を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、＜添付十：「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」＞において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：＜添付十：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」＞において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> |
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下において特定されていることを確認した。</p> <p>＜添付十：7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価＞</p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさについて、以下により影響評価の内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)について確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとして、M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より 0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 1.0m 高い位置まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはないことを確認した。</p> <p>解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：添付資料 5.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (崩壊熱除去機能喪失)></p> <p><補足説明資料：添付資料 5.1.16 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))>において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> <p><補足説明資料：添付資料 5.1.14 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」の M-RELAP5 の不確かさについて>において、1次系圧力が低圧の場合の炉心水位の不確かさ評価結果が示されている。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水ピットの保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。（玄海3・4号炉は最確値で評価をしているため、確認不要）</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価は以下に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水ピットの保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> | <p>① 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>解析条件では、炉心崩壊熱は保守的（大きい）な値に設定されているため実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる</u>ことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、＜添付十：7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価（2）解析条件の不確かさの影響評価＞に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p>① 恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② <u>恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的には、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心への注水操作を行う要員は、本操作の前に原子炉格納容器隔離弁閉止操作を行うものの、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心への注水操作と原子炉格納容器隔離弁閉止操作と恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作は中央制御室からの操作であり操作の重複はないこと、以降は恒設代替低圧注水ポンプの流量調整、停止操作を専任で行うため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p> | <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価について、＜添付十：7.4.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価（2）解析条件の不確かさの影響評価＞に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水の開始時間余裕を確認。</p> | <p>(i) 恒設代替低圧注水ポンプによる炉心への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.1.14図>にあるとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで低下する時間を1次系保有水量の減少率で外挿して評価した結果、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心への注水開始の時間余裕として、32分程度は確保できることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.1.15崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時における炉心注水操作の時間余裕について>において、充てんポンプによる炉心注水開始の時間余裕について評価結果が示されている。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（玄海3・4号炉） |
|--|--|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて40名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対してディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p> |
| <p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 燃料取替用水ピット（1,860m³：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水については、事象発生の約68.7時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転が可能であるため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p> |
| <p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kL、空冷式非常用発電装置の69時間までの運転継続に必要な重油量は約6.9kLとなり、合計で約604.7kLの220重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記(iii)のとおり。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（玄海3・4号炉） |
|--|--|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水並びにA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（余熱除去系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、格納容器スプレイ系による代替再循環等により、炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。さらに規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

全交流動力電源喪失

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策 | 5.2-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 5.2-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方 | 5.2-2 |
| (3) 燃料損傷防止対策 | 5.2-2 |
| 2. 燃料損傷防止対策の有効性評価 | 5.2-7 |
| (1) 有効性評価の方法 | 5.2-7 |
| (2) 有効性評価の条件 | 5.2-9 |
| (3) 有効性評価の結果 | 5.2-12 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 5.2-15 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 5.2-16 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 5.2-17 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 5.2-17 |
| b. 操作条件 | 5.2-18 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 5.2-19 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 5.2-20 |
| 5. 結論 | 5.2-21 |

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） ¹ |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p> | <p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>＜添付十：追補2. I 第3-2表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について＞</p> |

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>全交流動力電源喪失に起因する余熱除去系の炉心注水機能喪失及び全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失に起因する余熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p>＜添付十：7.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策＞</p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水等を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより炉心の除熱、原子炉格納容器の除熱を行う必要があることを確認した。</p> |

(3) 燃料損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手</p> | <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備はない。しかしながら、＜添付十：第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について＞において、「外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断する」と整理されているこ</p> |

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>とを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>蓄圧タンク水を炉心に注水後、恒設代替低圧注入ポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部(加圧器安全弁3弁取り外し中)からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。</u>このため、恒設代替低圧注入ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、蓄圧タンク、燃料取替用水ピット、燃料油貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の燃料損傷防止対策である恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水による炉心への注水は<添付十:技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>で、恒設代替低圧注水ポンプ駆動用の電源の確保については<添付十:技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等>で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十:第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について>において、恒設代替低圧注入ポンプによる炉心への注水で用いる重大事故等対処設備として、恒設代替低圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> |
| <p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態(低温停止状態*)へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態(高温停止状態又は低温停止状態)と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>格納容器再循環サンプと高圧注入ポンプを用いた高圧再循環運転により炉心への注水を継続する。</u>このため、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ、B高圧注入ポンプ(海水冷却)、燃料油貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで格納容器内自然対流冷却を実施し、原子炉格納容器内の除熱を行う。このため大容量ポンプ、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D格納容器再循環ユニットを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、<添付十:技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>、<添付十:技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>及び<添付十:技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等>で整備されているB高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環及びA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を挙げていること、<添付十:第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について>において、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環及びA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故等対処設備として、B高圧注入ポンプ(海水冷却)、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、A、D格納容器再循環ユニット、燃料油貯蔵タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態及び原子炉格納容器の閉じ込め機能の長期維持については①に示すとおり、高圧再循環及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却及び原子炉格納容器の閉じ込め機能を長期的に維持できることを確認した。</p> |
| <p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> | <p>(iv) <添付十:第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について>より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p> | <p>① 恒設代替低圧注入ポンプによる代替炉心注水に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度(広域)、1次冷却材低温側温度(広域)、1次冷却材圧力、加圧器水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度(広域)、1次冷却材低温側温度(広域)、1次冷却材圧力、格納容器内温度、格納容器内圧力、格納容器再循環サンプル水位(広域)等が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 高圧再循環への切り替え条件を確認。</p> | <p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水ピット水位計指示が3号炉12.5%、4号炉16%になれば格納容器再循環サンプル水位(広域)指示56%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、早期の電源回復不能を判断した段階で格納容器内自然対流冷却の準備に着手し、準備が完了すれば通水を開始することとしている。</p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水ピットによる代替炉心注水 ・B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 <p>② 有効性評価上は期待しないが、燃料取替用水ピットによる代替炉心注水、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水については、<添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として、燃料取替用水ピットによる代替炉心注水やB充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水が含まれていることを確認した。</p> |
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備(常設、可搬、計装)については、<添付十：第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条(重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>(炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>(i) 恒設代替低圧注入ポンプによる炉心への注水に関連する設備として、恒設代替低圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に関連する設備としてB高圧注入ポンプ(海水冷却)、B格納容器再循環サンプ、A、D格納容器再循環ユニット、大容量ポンプ等が概略系統図に示されていることを確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.2.2図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故の事象進展）>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失の判断</u>：外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に、全交流動力電源喪失と判断。</p> <p><u>早期の電源回復不能</u>：中央制御室からの操作による非常用母線への電源回復に失敗すれば、早期の電源回復に失敗と判断。</p> <p><u>高圧再循環への切替判断</u>：燃料取替用水ピット水位計指示が3号炉12.5%、4号炉16%になれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示56%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>(i) タイムチャートは、＜添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等＞、＜添付十：技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順書等＞、＜添付十：技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等＞、＜添付十：技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等＞及び＜添付十：技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等＞を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は＜添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等＞、＜添付十：技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順書等＞、＜添付十：技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等＞、＜添付十：技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等＞及び＜添付十：技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等＞と整合していることを確認した。</p> <p>③ 燃料取替用水ピットによる代替炉心注水、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水等、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、＜添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定＞において、考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シナリオグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シナリオ（以下「重要事故シナリオ」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シナリオ選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シナリオが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シナリオグループから、重要事故シナリオを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シナリオは、「I 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」により選定された最も厳しい事故シナリオと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シナリオはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シナリオ選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シナリオの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シナリオはPRAで選定されたシナリオと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは、「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。PRAの手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シナリオグループにおける事故シナリオは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」が起こるとする。さらに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能の喪失の重畳も考慮することを確認した。重要事故シナリオの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.3の着眼点を踏まえ、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シナリオとすることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 5.2.5 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について（全交流動力電源喪失）>において、運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮へい、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されている。</p> |
| <p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの確認ポイント資料へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シナリオの重要な現象を確認する。</p> | <p>(i) 本重要事故シナリオにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系におけるECCS強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シナリオの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系におけるECCS強制注入等を取り扱うことのできるM-RELAP5を用いることを確認した。M-RELAP5の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---------------|
| <p>価の共通解析条件」及び「3.3運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失する。このことによって、RHR 等による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件 (3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。)</p> <p>i. 送電系統の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統の機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 直流電源は、負荷切り離し (原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。) を行わずに8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24 時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。(ただし、3.2 (3) b を適切に考慮すること。)</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 代替電源設備による崩壊熱除去機能又は原子炉冷却材補給機能の確保</p> <p>ii. 補助給水系と主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの崩壊熱除去機能の確保 (蒸気発生器にノズル蓋が設置されていない場合)</p> <p>iii. 燃料取替用水ピットからの重力注入による崩壊熱除去機能を確保 (蒸気発生器にノズル蓋が設置されず、大口径の開口部が1次冷却系に設けられている場合)</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> | <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、<u>全交流動力電源喪失により余熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失する</u>ことを確認した。具体的には、起因事象として外部電源喪失を、安全機能の喪失に対する仮定として非常用所内交流動力電源及びこれにより従属的に発生する原子炉補機冷却機能の喪失を想定していることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.4.2.2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）>において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、事象発生の時期については、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち炉心露出の観点か炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了後に事故が発生するものとする。従って、<u>事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しい設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後72時間とする</u>ことを確認した。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用</p> | <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.2.2表 全交流動力電源喪失の主要評価条件>より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>恒設代替低圧注入ポンプ：恒設代替低圧注入ポンプによる代替炉心注水流量は、28m³/hとする。これは、炉心注水開始を事象発生後141分とした場合の崩壊熱による蒸発量（27.5m³/h）を上回る流量である</u>ことを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>している場合には、その考え方を確認。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプの流量とその理由を確認。 <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性 (設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等) が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>確認結果 (大飯3・4号炉)</p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している外部電源、非常用所内交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は<添付十:6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策 (炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等) については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>原子炉格納容器エアロック閉止</u> : <添付十:技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを確認した。</p> <p><u>電源確保作業</u> : <添付十:技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを確認した。</p> <p><u>B充てんポンプ (自己冷却) による代替炉心注水 (有効性評価上、期待しない操作)</u> : <添付十:技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを確認した。</p> <p><u>恒設代替低圧注入ポンプによる代替炉心注水</u> : <添付十:技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを確認した。</p> <p><u>燃料取替用水ピットによる代替炉心注水 (有効性評価上、期待しない操作)</u> : <添付十:技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを確認した。なお、燃料取替用水ピットによる代替炉心注水は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>燃料補給</u> : <添付十:技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>、<添付十:技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>、<添付十:技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等>、<添付十:技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>大容量ポンプ準備</u> : <添付十:技術的能力1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等>、<添付十:技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>、<添付十:技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|
| | <p>容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピットへの注水確保：＜添付十：技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等＞において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であること、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>アニュラス空気浄化ファン起動準備（有効性評価上、期待しない操作）：＜添付十：技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等＞において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であること、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、アニュラス排気ファンの起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>空冷式非常用発電装置が利用できるのは、事象発生から 35 分後以降とする。恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断、空冷式非常用発電装置の準備及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作に要する時間を考慮し、かつ、3 基目の蓄圧タンクの注水後として、事象発生から 141 分後とする</u>ことを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイによる代替炉心注水操作は、有効性評価上は事象発生から 141 分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙</p> | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② <添付十：第 7.4.2.4 図、第 7.4.2.5 図、第 7.4.2.11 図>より、過渡開始後より 1 次系圧力、温度が上昇傾向を示していることから、全交流動力電源喪失により余熱除去機能が喪失していることを確認した。</p> <p>③ <添付十：第 7.4.2.6 図>より、機器条件で設定したとおりの代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水流量が確保されていることを確認した。</p> <p>④ <添付十：第 7.4.2.4 図、第 7.4.2.8 図、第 7.4.2.9 図、第 7.4.2.11 図、第 7.4.2.12 図>より、加圧器頂部からの 1 次冷却材の流出流量と代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水流量がバランスすることにより 1 次系保有水量が安定しているとともに、原子炉容器水位は TAF 以上を確保できており、1 次系温度や燃料被覆管の温度は有意に上昇していないことから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。また、加圧器頂部からの流出流量の変動と加圧器頂部クオリティとの関係や加圧器頂部からの流出形態と 1 次系圧力の挙動の関連等、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>（崩壊熱除去機能喪失）</p> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 注入流量/流出流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 ・ 1次系圧力 | |
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること | |
| <p>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水、遮へいが維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</p> | <p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生の約2分後から、1次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで1次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生の60分後に1基目の蓄圧タンク、100分後に2基目の蓄圧タンク、140分後に3基目の蓄圧タンクにより炉心注水を開始し、さらに事象発生後35分で、空冷式非常用発電装置が利用可能になり、141分後に空冷式非常用発電装置を電源とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始する。これにより、事象発生後約220分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合い、1次冷却系の保有水量及び1次冷却材温度は安定する。事象発生後、燃料有効長頂部のポイド率は最大でも0.7程度であり、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により、炉心は露出することはなく、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはない。ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるポイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、そのような場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから、未臨界は維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下に示すとおり。</p> <p>① <添付十：第7.4.2.8図>にあるとおり、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることを確認した。原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることに加え、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができていることを確認した。なお、原子炉容器水位が仮にTAFまで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されていること、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② 炉心崩壊熱による1次冷却材のポイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、炉心が燃料取替作業時の未臨界確保の観点から高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素濃度が大きいほど顕著になることから、MOX燃料装荷炉心に比べてほう素濃度が大きいウラン炉心を対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.6%Δk/kで</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>あり、未臨界を確保できていることを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水により、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保できていること、原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できていること及び事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.2%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、大容量ポンプを用いて高圧注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、B高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧再循環運転に切替るとともに、A、D格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続することで、燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① <添付十：第7.4.2.9図及び第7.4.2.11図>にあるとおり、事象発生から約150分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。以降は、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達後、高圧再循環に切替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できるとしていることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.2.4 安定停止状態について（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）>には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」であることが示されている。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価は以下に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> |
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下において特定されていることを確認した。</p> <p>① <添付十：7.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさ以下により影響評価の内容が妥当であることを確認した。<添付十：7.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> <p>② 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である恒設代替低圧注入ポンプによる代替炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)について確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS 実験との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5 は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさを考慮した場合、M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より 0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 1.0m 高い地点まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはないことを確認した。具体的には、<添付十：第 7.4.2.8 図>にあるとおり、原子炉容器水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器水位は炉心上端から約 1.0m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 5.2.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (全交流動力電源喪失)>において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水ピットの保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価は以下に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.2.3.解析条件の不確かさの影響評価 (2) 解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：添付資料 5.2.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失）></p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水ピットの保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>解析条件では、炉心崩壊熱は保守的な（大きい）値に設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる</u>ことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、＜添付十：7.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価（2）解析条件の不確かさの影響評価＞に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、事象の発生から141分後に恒設代替低圧注入ポンプによる炉心への注水操作を実施するが、この操作は、1ユニット当たり中央制御室の運転員1名及び現場の運転員等4名、保修対応要員2名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② <u>蓄圧タンクによる炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</u>ことを確認した。具体的には、代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水操作を行う現場操作を行う要員は、作業終了後に移動して他の操作に着手するが、操作完了から次の操作に着手するまでの時間的な重複が無いこと、中央制御室で操作を行う運転員についても、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p> | <p>1) 恒設代替低圧注入ポンプによる代替炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる（解析上は事象発生141分後より開始するが、実際には準備完了した段階で実施）。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 代替炉心注水の開始時間余裕を確認。</p> | <p>(i) 恒設代替低圧注入ポンプによる炉心への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.2.13図>にあるとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少する時間を1次系保有水量の減少率で外挿して評価した結果、恒設代替低圧注入ポンプによる代替炉心注水の開始時間余裕として、23分程度は確保できることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.2.9全交流動力電源喪失における炉心注水操作の時間余裕について>において、操作遅れ等を考慮した当該操作の操作時間余裕について検討した結果が示されている。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて40名である。これに対して、重大事故等対策要員は52名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3・4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、空冷式非常用発電装置からの電力供給量が十分に大きいこと、供給が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約1,759kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能であることを確認した。また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切り離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能であるとしていることを確認した。</p> |
| <p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 燃料取替用水ピット（1,860m³：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水については、事象発生の約68.7時間後までの注水継続が可能であり、この間に、格納容器再循環サンプを水源とした高圧代替再循環運転が可能であるため、燃料取替用水ピットへの補給は不要であることを確認した。</p> |
| <p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、電源としては、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、7日間空冷式非常用発電装置による電源供給を継続する場合に必要な重油量は約133.4kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kL、大容量ポンプの7日間の運転継続に必要な重油量は約47.9kLとなり、合計で約184.4kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された使用可能な重油量548kLで対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記(iii)のとおり。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p>運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している、空冷式非常用発電装置による代替交流電源の確保、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水、B高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転及びA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（外部電源、非常用所内交流動力電源系統及び原子炉補機冷却系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。また、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、B高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転に切替え、さらにA、D格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続することにより、原子炉を安定状態へ導くことができることを確認した。さらに規制委員会は、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

原子炉冷却材の流出

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策 | 5.3-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 5.3-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方 | 5.3-3 |
| (3) 燃料損傷防止対策 | 5.3-4 |
| 2. 燃料損傷防止対策の有効性評価 | 5.3-8 |
| (1) 有効性評価の方法 | 5.3-8 |
| (2) 有効性評価の条件 | 5.3-10 |
| (3) 有効性評価の結果 | 5.3-13 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 5.3-16 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 5.3-17 |
| (2) 解析条件の不確かさの影響評価 | 5.3-18 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 5.3-18 |
| b. 操作条件 | 5.3-19 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 5.3-19 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 5.3-20 |
| 5. 結論 | 5.3-21 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：原子炉冷却材の流出）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） ¹ |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンス内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p> | <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における事故シーケンスは、以下の3つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・ 水位維持に失敗する事故 ・ オーバードレンとなる事故 <p><添付十：追補2. I 第3-2表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について></p> |

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> | <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から系外への誤操作等による漏えいに起因して1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失する。これにより、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策></p> |
| <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。</p> |

(3) 燃料損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> | <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、余熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、<添付十：第7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」における重大事故等対策について>において、余熱除去流量が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、ディーゼル発電機、充てんポンプ、燃料取替用水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。このため、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）、A格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを行い、原子炉格納容器内の除熱を継続する。このため、窒素ポンプ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D格納容器再循環ユニット、B格納容器スプレイポンプ、B格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>とされていることを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等></p> <p><添付十：技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等></p> <p>① 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替再循環を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却・除熱については、<添付十：技術的能力1.6 原子炉格納容器の冷却等のための手順等>で整備されているA、D格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ等を用いた格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p><u><補足説明資料：添付資料5.3.6 安定停止状態について>には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」であることが示されている。</u></p> |
| <p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 格納容器スプレイポンプによる代替再循環に係る計装設備を確認</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認</p> | <p>(iv) <添付十：第7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」における重大事故等対策について>より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備として、加圧器水位、1次冷却材高温側温度(広域)、1次冷却材低温側温度(広域)等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環に係る計装設備として、余熱除去流量、高圧注入流量、1次冷却材高温側温度(広域)、1次冷却材低温側温度(広域)等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、格納容器内温度、格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度等が</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （原子炉冷却材の流出の場合）</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切り替え条件を確認。</p> | <p>挙げられていることを確認した。</p> <p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件は以下に示されていることを確認した。 <補足説明資料：添付資料5.3.2 格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に達するまでの時間について>において、再循環切替水位到達時点での燃料取替用水ピット水位の評価結果が示されている。</p> |
| <p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。 ・ 余熱除去機能回復操作</p> <p>② 有効性評価上は期待しないが、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、<添付十：技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等>において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際には行う操作として余熱除去機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p> |
| <p>（vii）上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>（vii）上記（vi）で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、<添付十：第7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」における重大事故等対策について>で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁</p> | <p>（i）充てんポンプによる炉心への注水に関連する設備として、充てんポンプ、燃料取替用水ピット及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、代替再循環に関連する設備としてA格納容器スプレイポンプ（RHRS-</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>CSS タイライン使用)、A格納容器スプレイ冷却器等が、格納容器自然対流冷却に関連する設備としてA、D格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ等が概略系統図に示されていることを確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.3.2図「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>余熱除去機能喪失の判断</u>：余熱除去流量の低下等により、余熱除去ポンプ運転不能と判断し、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断。</p> <p><u><補足説明資料：添付資料5.3.1ミッドループ運転中における原子炉冷却材流出の想定と対応について></u>において、想定される流出先毎に、流出検知のプロセス・判定及び対応操作の一覧が示されている。</p> <p><u>再循環への切替判断</u>：燃料取替用水ピット水位の指示が3号炉12.5%、4号炉16%になれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示56%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p> |
| <p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に</p> | <p>(i) タイムチャートは、<添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等、技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等、技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等及び技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等>を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1)(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は<添付十：技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>を冷却するための手順等、技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等、技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等及び技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 余熱除去機能回復操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、＜添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定＞において、考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シナリオグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シナリオ（以下「重要事故シナリオ」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シナリオ選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シナリオが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シナリオグループから、重要事故シナリオを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シナリオは、「I 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」により選定された最も厳しい事故シナリオと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シナリオはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シナリオ選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シナリオの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シナリオはPRAで選定されたシナリオと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは、「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を選定している。PRAの手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シナリオグループにおける事故シナリオは「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、1次冷却系の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」が起こるとすることを確認した。重要事故シナリオの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.3の着眼点を踏まえ、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シナリオとすることを確認した。</p> <p>＜補足説明資料：添付資料 5.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について（原子炉冷却材の流出）＞において、運転停止中のプラント状態と主要パラメータ（1次系冷却材水位・温度・圧力）の推移が示されている。＞</p> |
| <p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シナリオの重要な現象を確認する。</p> | <p>(i) 本重要事故シナリオにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における冷却材放出及びECCS強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シナリオの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系におけるECCS強制注入、1次冷却系における冷却材放出等を取り扱うことのできるM-RELAP5を用いることを確認した。M-RELAP5の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> | <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>3) 解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件 (3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。)</p> <p>i. RHR 及び化学体積制御系の弁操作の過誤等による原子炉冷却材の流出を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の構成に基づき、人的過誤等によって仮定し得る原子炉冷却材の流出口及び流出量を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 待機中のECCS 等又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 原子炉冷却材流出口の隔離</p> <p>iii. 燃料取替用水タンクからの重力注入による崩壊熱除去機能を確保 (蒸気発生器にノズル蓋が設置されず、大口径の開口部が1次系に設けられている場合。)</p> | |
| <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。その理由として、外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定することを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、<u>1次冷却材の流出は、流量の多い余熱除去系からの流出とし、余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量である450m³/hとする。流出する口径は余熱除去系統の最大口径で約20cm(8インチ)相当とする</u>ことを確認した。なお、ミッドループ運転中は1次系に余熱除去系、化学体積制御系等が接続されているが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出(最大口</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>確認。 （原子炉冷却材の流出の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 余熱除去系からの漏えい量の考え方について確認。 | <p>径である8インチ相当、漏えい継続)を想定している。)安全機能の喪失に対する仮定として、<u>1次冷却系の水位が1次系冷却材管の下端に到達することにより浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去系機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失すること、余熱除去機能喪失後も系外への漏えいの停止を見込まない</u>ことを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.4.3.2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）>において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、<u>事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後72時間とする。また、外部電源はないものとする。これは、燃料の確保の観点では、厳しい設定となる</u>ことを確認した。</p> |
| <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（原子炉冷却材の流出の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 充てんポンプの使用台数、設定する流量とその理由を確認。 | <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.3.2表原子炉冷却材の流出の主要評価条件>より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p><u>充てんポンプ：充てんポンプによる炉心注水流量は、原子炉停止72時間後を事象開始として、余熱除去系の機能喪失（事象発生から3分後）から20分後（事象発生から23分後）における崩壊熱による蒸発量（27.8m³/h）に加えて、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、45m³/hとする</u>ことを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性 (設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等) が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2(3)c. にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | <p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している余熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は<添付十: 6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定>において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p> |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <添付十: 技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>において操作の成立性が示されており、「重大事故等防止技術的能力説明資料」の時間内であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、余熱除去系の機能喪失を 起点 (事象発生から3分後) として、充てんポンプによる炉心注水操作の準備を開始する。注水準備に必要な時間を20分とし、充てんポンプによる炉心注水が、事象発生から23分後に開始されるとすることを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水操作は、有効性評価上は事象発生から約23分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界を確保すること (ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 注入流量/流出流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 <p>記載要領 (例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること | <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.4.3.6図及び第7.4.3.10図>より、余熱除去系からの1次冷却材の流出により、1次系保有水量が低下していることを確認した。</p> <p>③ <添付十：第7.4.3.10図>より、機器条件で設定したとおりの充てんポンプによる炉心への注水流量が確保されていることを確認した。</p> <p>④ <添付十：第7.4.3.6図、第7.4.3.10図、第7.4.3.9図、第7.4.3.13図及び第7.4.3.12図>より、余熱除去系からの1次冷却材の流出流量と充てんポンプによる炉心への注水流量がバランスすることにより1次系保有水量が安定しているとともに、原子炉容器水位はTAF以上を確保できており、1次系温度や燃料被覆管の温度は有意に上昇していないことから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。また、加圧器への蓄水と1次系圧力の関係等を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水）</p> <p>② 遮へいが維持される水位</p> <p>③ 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</p> | <p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次系水位が低下し約3分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生後約23分で、充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器等からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合い、1次冷却系の保有水量を確保することができる。事象発生後、燃料有効長頂部のポイド率は最大でも0.7程度であり、充てんポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはない。ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるポイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、その場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから、未臨界は維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下に示すとおり。</p> <p>① <添付十：第7.4.3.9図>にあるとおり、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることを確認した。</p> <p>② 原子炉容器水位は約TAF+2mを確保できていることに加え、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができていることを確認した。なお、原子炉容器水位が仮にTAFまで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されていること、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>③ 炉心崩壊熱による1次冷却材のポイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、炉心が燃料取替作業時の未臨界確保の観点から高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著になることから、MOX燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心の評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.2%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心注水により、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保できていること、原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できていること及び事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.2%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示</p> | <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できることを確認した。具体的な確認結果は以下に示すとおり。</p> <p>① <添付十：第7.4.3.10図及び第7.4.3.12図>にあるとおり、事象発生から約30分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。以降は1次系の漏えい箇所を隔離した上でA格納容器スプレイポンプによる代替再循環で炉心の冷却・除熱を行うとともに、必要に応じて格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の長期的な冷却・除熱を維持することを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.3.5 安定停止状態について（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」としていることが示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|----------------|
| <p>した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> | |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2)a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2)b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p> | <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下により妥当であることを確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、＜添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針＞を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、＜添付十：6.1(4) 有効性評価における解析条件の設定＞において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：＜添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針＞において、感度解析等の方針が示されている。</p> |
| <p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下において特定されていることを確認した。</p> <p>＜添付十：7.4.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価＞</p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさについて、以下により影響評価の内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)について確認。</p> | <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%(±0.4m)程度である。したがって、実際の炉心水位が評価値より0.4m程度低くなる可能性があるが、燃料有効長頂部から更に約1.3m高い位置まで水位が確保され、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。また、1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が早まるので、余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始は早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、燃料の冷却への影響は小さい。1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示している。したがって、実際の漏えい流量は解析結果よりも小さくなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てんポンプによる炉心注水の開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなるが、操作開始時点の炉心水位が同じ条件であることと実際の漏えい量が解析結果より小さいことを考慮すると、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な内容は、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：添付資料5.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉冷却材の流出)></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性(原子炉の圧力、温度及び水位等)が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値(標準値(代表プラントの値)等)を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 1次冷却材の流出流量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>③ 燃料取替用水ピットの保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> | <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価は以下に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値(標準値(代表プラントの値)等)を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 1次冷却材の流出流量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>③ 燃料取替用水ピットの保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> | <p>① 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、炉心崩壊熱及び1次冷却材流出流量は保守的な(大きい)値で設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて遅くなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てんポンプによる炉心注水開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、操作開始時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次冷却系の保有水量の減少が抑制されるため、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：添付資料5.3.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(原子炉冷却材の流出)>において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> <p>② 該当なし。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、＜添付十：7.4.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価（2）解析条件の不確かさの影響評価＞に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、余熱除去機能喪失+20分で充てんポンプによる炉心への注水操作を実施するが、この操作は、中央制御室の運転員（当直員）1名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 充てんポンプによる炉心注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心への注水操作を行う要員は、本操作の前に原子炉格納容器隔離弁閉止操作を行うものの、充てんポンプによる炉心への注水操作と原子炉格納容器隔離弁閉止操作は中央制御室からの操作であること、以降は充てんポンプの流量調整、停止操作を専任で行うため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> | <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価について、＜添付十：7.4.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価（2）解析条件の不確かさの影響評価＞に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>充てんポンプによる炉心注水の開始時間余裕を確認。</p> | <p>(i) 充てんポンプによる炉心への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.3.14図>にあるとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで低下する時間を1次系保有水量の減少率で外挿して評価した結果、充てんポンプによる炉心への注水開始の時間余裕として、約46分程度は確保できることを確認した。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて12名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3・4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である充てんポンプによる炉心注水の水源地は燃料取替用水ピットであり、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達した以降は格納容器再循環サンプを水源として炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p> |
| <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記(iii)にあるとおり、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達以降は格納容器再循環サンプを水源として炉心注水を維持するため、外部支援は必要としないことを確認した。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p data-bbox="142 321 329 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 367 608 399">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="142 413 1026 577">・ 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p data-bbox="1047 277 2733 399">運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している充てんポンプによる炉心注水及びA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1047 413 2733 625">重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」において、充てんポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した系統（余熱除去系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの系統の機能回復も重要な原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1047 640 2733 716">また、充てんポンプによる炉心注水により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、格納容器スプレイ冷却器による炉心冷却への移行により、原子炉を安定状態へ導くことができることを確認した。</p> <p data-bbox="1047 730 2516 762">さらに、規制委員会は、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1047 777 2733 852">「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1047 867 2733 942">以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

反応度の誤投入

| | |
|-------------------------------------|--------|
| 1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策 | 5.4-2 |
| (1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス | 5.4-2 |
| (2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方 | 5.4-2 |
| (3) 燃料損傷防止対策 | 5.4-2 |
| 2. 燃料損傷防止対策の有効性評価 | 5.4-6 |
| (1) 有効性評価の方法 | 5.4-6 |
| (2) 有効性評価の条件 | 5.4-8 |
| (3) 有効性評価の結果 | 5.4-11 |
| 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 | 5.4-13 |
| (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 | 5.4-14 |
| (2) 評価条件の不確かさの影響評価 | 5.4-15 |
| a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 | 5.4-15 |
| b. 操作条件 | 5.4-16 |
| (3) 操作時間余裕の把握 | 5.4-17 |
| 4. 必要な要員及び資源の評価 | 5.4-18 |
| 5. 結論 | 5.4-19 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：反応度の誤投入)

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|---|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p> | <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における事故シーケンスは、「反応度の誤投入事故」のみであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p><添付十：追補2. I 「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 第3-2表 重要事故シーケンス (運転停止中)の選定について」></p> |

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策 (安定停止状態に向けた対策) を分けているか確認する。</p> | <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等に起因する1次冷却材中への純水注入により、1次冷却材中のほう素濃度が低下することで正の反応度が添加され、臨界に至る</u>ことを確認した。具体的には、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.4 反応度の誤投入></p> <p><添付十：7.4.4.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策></p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の臨界を防止するためには、早期に反応度の誤投入を判断し、速やかに希釈停止操作を行うとともに、未臨界状態が維持されていることを確認し、必要に応じてほう酸濃縮操作を実施する必要がある</u>ことを確認した。</p> |

(3) 燃料損傷防止対策

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策 (設備及び手順) の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する</p> | <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、反応度の誤投入を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、<添付十：第7.4.4.1表「反応度の誤投入」における重大事故等対策について>において、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束が挙げられていることを確認した。また、事象判別的手段として、中性子領域中性子束及び中性子領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作音及び炉外核計装装置の可聴計数率計の計数音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判別できることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 1次冷却材中のほう素濃度が低下し、停止余裕が減少していることを判別できるかを確認。</p> | |
| <p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p> | <p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、化学体積制御系弁の「閉」操作及び1次系補給水ポンプの停止操作により、1次冷却系への純水の注入を停止することを確認した。なお、希釈停止に係る計装設備はない。</p> |
| <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態(低温停止状態※)へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態(高温停止状態又は低温停止状態)と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> | <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、充てんポンプによりほう酸タンクのほう酸水を炉心に注水し、未臨界を維持する。このため、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、<添付十：技術的能力1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等>で整備されているほう酸注入を挙げていること、<添付十：第7.4.4.1表「反応度の誤投入」における重大事故等対策について>において、ほう酸濃縮で用いる重大事故等対処設備として、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 希釈停止操作により1次冷却系への純水注入を停止するとともに、ほう酸濃縮により事象発生前の停止ほう素濃度を維持できることから、長期的に原子炉安定状態を維持できることを確認した。</p> |
| <p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① ほう酸濃縮に係る計装設備を確認。</p> | <p>(iv) <添付十：第7.4.4.1表「反応度の誤投入」における重大事故等対策について>より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① ほう酸濃縮に係る計装設備として、中性子源領域中性子束、ほう酸タンク水位が挙げられていることを確認した。</p> |
| <p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> | <p>(v) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、希釈停止操作とほう酸濃縮を平行して行うため、初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件はないことを確認した。</p> |
| <p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> | <p>(vi) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策はないことを確認した。</p> <p>① 該当なし。</p> <p>② 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p> | <p>(vii) 本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、＜添付十：第7.4.4.1表「反応度の誤投入」における重大事故等対策について＞で明確にされていることを確認した。</p> |
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> | <p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p> |
| <p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 | <p>（i）希釈停止及びほう酸濃縮に関連する設備として、充てんポンプ、ほう酸タンク、1次系補給水ポンプ等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p> |
| <p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 | <p>（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。 ① <添付十：第7.4.4.2図「反応度の誤投入」における対応手順の概要（「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）>において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていることを確認した。 <補足説明資料：添付資料5.4.1RCSほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度誤投入の懸念について>において、当該事象により1次冷却材ポンプの再起動によりほう酸濃度の低い水塊が炉心に注入される懸念がない根拠が示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> | <p>(ii) 事象進展の判断基準等について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>反応度の誤投入の判断</u>：「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作音発生により反応度の誤投入を判断。</p> <p><u>未臨界状態の確認</u>：中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、炉外核計装装置可聴計数率計の計数音間隔が事象発生前の状態に復帰していること、サンプリングによりほう素濃度が事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認。</p> |
| <p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 | <p>(i) タイムチャートは、＜添付十：技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等＞等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)で確認したとおり、個別の手順は＜添付十：技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等＞と整合していることを確認した。また、事故収束に必要な事故時計装に関する手順は、＜添付十：技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等＞と、原子炉格納容器エアロック閉止に関する手順は、＜添付十：技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等＞と整合していることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策はない。）</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、＜添付十：6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定＞において、考え方が整理されていることを確認した。</p> |

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p> | <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAで選定された事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」であるが、原子炉停止中は、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることを考慮して、本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」とすることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を選定する。PRAの手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「反応度の誤投入」である。定期検査中においては、原子炉起動前までは純水注入による希釈が生じない措置を講じていることを考慮し、化学体積制御系の弁の誤動作等による純水注入は、原子炉起動時に起こり得ると想定する。また、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点からも原子炉起動時を想定することを確認した。重要事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.3の着眼点を踏まえ、臨界到達までの余裕時間の観点で厳しくなる「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p> <p>また、希釈操作中に外部電源が喪失した場合、希釈信号は直流電源より受電しているため希釈信号は保持されるものの希釈水弁が自動閉止し、1次系補給水ポンプが停止するため、1次冷却系に希釈水が流入することはない。1次系補給水ポンプは、非常用母線から受電しているが、外部電源喪失により停止し、起動信号保持回路はリセットされる。したがって、ディーゼル発電機からの受電後も再起動はしない。また、原子炉停止中において、1次冷却系の水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から1次冷却系の水張り完了までの期間については、1次冷却系へ純水を補給する系統の手動弁を閉止運用する等、機器の誤動作による1次冷却材の希釈を防止する措置を講じ設備及び手順の両面から反応度事故の発生防止を図っている、ことを確認した。</p> |
| <p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> | <p>(i) 該当なし。本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要である。中性子束とほう素濃度の関係から導かれた評価式により、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求める。これにより、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価することを確認した。</p> |
| <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> | <p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、本重要事故シーケンスでは、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止を行うための余裕時間を評価することを確認した。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件</p> | <p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> | |

(2) 有効性評価の条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. ほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等によって原子炉へ純水が流入し、ほう酸水が希釈されることによって反応度が投入される。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. ほう酸の希釈量は、化学体積制御系の設備容量、純水流入停止までの所要時間及び初期ほう素濃度を踏まえて、設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 化学体積制御系等から原子炉への純水流入ラインの隔離によるほう酸の希釈の停止（必要に応じてほう酸水の注入。）</p> | |
| <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> | <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はあるものとする。ことを確認した。</p> |
| <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次系補給水ポンプによる純水注水流量を確認。 | <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、原子炉停止時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注入されることを想定する。1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（79m³/h）に余裕を持たせた値82m³/hとすることを確認した。</p> <p>② <添付十：第7.4.4.2表 反応度の誤投入の主要評価条件>において、初期条件、事故条件等、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、制御棒は全挿入とする。水による希釈率を大きくするため、1次冷却系の有効体積は小さめにし、1次冷却系の有効体積は加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた261m³とする。1次冷却系のほう素濃度については、初期は、燃料取替用水タンクの保安規定制限値である2,800ppmとし、臨界時は2,000ppmとすることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.4.4 臨界ほう素濃度の設定について>において、解析条件で使用している臨界ほう素濃度2,000ppmの根拠が示されている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <ul style="list-style-type: none"> 線源領域炉停止時中性子束高の設定値とその考え方を確認。 | <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① <添付十：第7.4.4.2表 反応度の誤投入の主要評価条件>より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>線源領域炉停止時中性子束高：評価上の「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は、警報発信から臨界までの時間的余裕を少なめに評価するため、実際の設定値（0.5デカード上）に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とすることを確認した。具体的には、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード（$10^{0.5}$＝約3.2倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、設定値に計器誤差を考慮した0.8デカード（$10^{0.8}$＝約6.3倍）上として設定することを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料5.4.5 反応度の誤投入における警報設定値の影響について>において、解析条件で使用している設定値0.8デカードの保守性の根拠が示されている。</p> |
| <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位</p> | <p>(ii) 該当なし。本重要事故シーケンスにおいては、安全機能の喪失を仮定していない。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>等) が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> | |
| <p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件 (格納容器内自然対流冷却の開始時間等) を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策 (炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等) については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> | <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、状況判断、希釈停止、ほう酸濃縮及び未臨界状態の確認については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>原子炉格納容器エアロック閉止</u>：<添付十：技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>を参照した内容となっており、本操作に係る要員は12名 (3, 4号炉) であり、現場での原子炉格納容器エアロック閉止完了まで35分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>② <u>希釈停止操作の開始は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後とする</u>ことを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 該当なし。</p> |

(3) 有効性評価の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>（反応度の誤投入の場合） ・ 臨界到達までの時間と運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作を講じるまでの時間とを比較し、未臨界が確保できるかを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <p>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p> | <p>（i）事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 該当なし。 ③ 該当なし。 ④ <添付十：第7.4.4.4図>より、事象発生の約52分後に「中性子源領域炉停止時中性子高警報」が発信し、臨界に至るほう素濃度に至るのは、事象発生の約64分後であるが、警報発信から10分後の事象発生の約62分後に、弁の閉止及び1次系補給水ポンプの停止による希釈停止を行い、1次冷却材のほう素の希釈を停止することから希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保されることを確認した。</p> |
| <p>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水、遮へいが維持される水位） ② 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</p> | <p>（ii）上記（i）の事象進展を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生から約52分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の約62分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注入停止操作（所要時間は1分）を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約52分を要し、臨界（ほう素濃度：1,800ppm）に至るまでにはさらに約12分を要する。警報発信から10分後に純水注入停止操作を開始することから、臨界到達まで時間余裕は約2分であるが、純水注入停止操作の所要時間が約1分であることを考慮すると、運転員が異常状態を検知してから純水注入停止操作の終了までには十分な時間があり、未臨界を維持することができる。炉心は満</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| | <p>水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態である。原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持されていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② 希釈停止以降、<u>ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である</u>ことを確認した。<u>なお、事象によって臨界ほう素濃度である2,000ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,800ppmまで濃縮するのに要する時間は約2時間である</u>ことを確認した。 <補足説明資料：添付資料5.4.7安定状態について（原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動により原子炉へ純水が流入する事故）>において、安定状態の確立に要する時間の根拠が示されている。</p> |
| <p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p> | <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。具体的には、炉心が臨界に至るまでに反応度の誤投入を検知し、希釈停止操作を行えること、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> |
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 純水注水の停止及びほう酸の濃縮操作及び継続的なほう素濃度のサンプリングにより、長期にわたって未臨界の維持ができることを確認。 | <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、<u>ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、事故によって、1次冷却系が臨界ほう素濃度である2,000ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,850ppmまで濃縮するのに要する時間は約2時間である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 上記(ii)②にあるとおり、希釈停止以降、<u>ほう酸水の注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である</u>ことを確認した。<u>なお、事故によって、1次冷却系が臨界ほう素濃度である2,000ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,800ppmまで濃縮するのに要する時間は約2時間である</u>を確認した。</p> |

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、評価結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要事故シーケンス「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していないため、解析コードの不確かさの影響評価は実施しない。 | <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下により妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針></p> <p><添付十：6.1.4 有効性評価における解析の条件設定></p> <p>参考：<添付十：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針>において、感度解析等の方針が示されている。</p> |
| <p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> <p>※ 事故シーケンス「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していないため、解析コードの不確かさの影響評価は実施しない。</p> | <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下において特定されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価></p> |

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響(操作開始が遅くなる/早くなる)を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p> | <p>※ 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p> |
| <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)について確認。</p> | <p>※ 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 臨界ほう素濃度が変動した場合の運転員操作への感度を確認。</p> <p>② 1次系純粋注水流量が変動した場合の運転員操作への感度を確認。</p> <p>③ 線源領域炉停止時中性子束高警報設定値が変動した場合の運転員等操作への感度を確認。</p> | <p>(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価は以下に示されており、その内容が妥当であることを確認した。</p> <p><添付十：7.4.4.3 評価条件の不確かさの影響評価 (1) 解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：添付資料5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価について（反応度の誤投入）></p> |
| <p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 臨界ほう素濃度、1次系純粋注水流量が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p> <p>② 線源領域炉停止時中性子束高警報設定値が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p> | <p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 1次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度は、評価項目のパラメータである事象発生から臨界到達までの時間に対して、余裕が少なくなるような設定をしている。よって、1次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度を変動させた場合、事象進展は遅くなるため臨界到達までの時間が長くなり、運転員等の事象検知や操作に要する時間に対する余裕が増す。さらに、臨界到達時期が遅くなることにより、炉心露出に対する余裕が大きくなることを確認した。具体的には以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (2) 解析条件の不確かさの影響評価></p> <p><補足説明資料：添付資料5.4.8 解析条件の不確かさの影響評価について（反応度の誤投入）></p> |

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 評価条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> | <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信+10分で希釈停止操作を実施するが、運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみを想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作への影響はないことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 本重要事故シーケンスにおける現場操作は、原子炉格納容器エアロックの閉止であるが、操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p> |
| <p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> | <p>1) 希釈停止については、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> |

(3) 操作時間余裕の把握

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (反応度の誤投入)</p> <p>① 希釈停止操作の開始時間余裕を確認。</p> | <p>(i) 希釈停止操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 希釈停止の操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約52分を要し、臨界（ほう素濃度：2,000ppm）に至るまでにはさらに約12分を要する。警報発信から10分後に純水注入停止操作を開始することから、臨界到達までの時間余裕は約2分であるが、純水注入停止操作の所要時間が1分であることから、臨界に至るまでに1分程度は確保できることを確認した。なお、実際には運転員は、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作音や可聴計数率計の計数音間隔変化により1次冷却材のほう素の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の時間余裕は十分あることを確認した。</p> |

4. 必要な要員及び資源の評価

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> | <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて12名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3・4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> |
| <p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> | <p>（ii）電源供給量の充足性について、電源としては、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 本重要事故シーケンスでは外部電源喪失を想定していない。なお、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることからディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p> |
| <p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> | <p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおいては、原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、1次冷却系からの漏えいもないため、重大事故等対策時に必要な水源はないことを確認した。</p> |
| <p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> | <p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能であることを確認した。なお、本重要事故シーケンスの重大事故等対策に必要な水源の充足性については上記（iii）のとおりに確認した。</p> |

5. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p data-bbox="142 321 329 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 367 608 399">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="142 413 1026 577">・ 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 | <p data-bbox="1077 277 2736 352">運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している希釈停止操作及びほう酸濃縮操作が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1077 367 2736 489">重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」において、希釈停止操作を行った場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が評価条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。</p> <p data-bbox="1077 504 2736 579">また、希釈停止操作により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能であることを確認した。</p> <p data-bbox="1077 594 2362 625">さらに、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1077 640 2736 716">「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1077 772 2736 848">以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> |

必要な要員と資源の評価

| | |
|--|-----|
| 6.1 必要な要員及び資源の評価条件..... | 6-2 |
| (1) 要員の評価条件..... | 6-2 |
| (2) 資源の評価条件..... | 6-3 |
| 6.2 重大事故等対策時に必要となる要員の評価結果..... | 6-5 |
| (1) 必要な要員の評価結果..... | 6-5 |
| 6.3 重大事故等対策時の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果..... | 6-6 |
| (1) 水源の評価結果..... | 6-6 |
| (2) 燃料の評価結果..... | 6-6 |
| (3) 電源の評価結果..... | 6-8 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (必要な資源と要員の評価)

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

(1) 要員の評価条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) ¹ |
|---|---|
| <p>1. 必要な要員及び資源の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の 評価内容を確認する。</p> <p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とするプラント状態を確認。</p> <p>② 発電所外から招集される参集要員についての条件を確認。</p> <p>③ 運転中の発電所内の初動対応要員数を確認。</p> <p>④ 停止中の発電所内の初動対応要員数を確認。</p> <p>⑤ 使用済燃料ピットに燃料を取り出している期間の初動対応要員数を確認。</p> <p>⑥ 屋外作業にかかる要員の評価で用いる仮定を確認。</p> | <p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 重大事故等発生時に対応する要員については、3号炉及び4号炉同時に重大事故等が発生した場合に対応可能であるか評価を行うことを確認した。</p> <p>② 発電所外から招集される要員については、実際の運用では集まり次第作業対応可能であるが、評価上は見込まないこととしていることを確認した。</p> <p>③ 運転中の初動対応は、48名及び並びに1号炉及び2号炉の対応を行う運転員6名、消火活動要員7名、ガレキ除去要員2名、中央制御室チェンジングエリア対応要員1名及び被災後6時間以内を目処として参集し、発電所対策本部の各班の活動を行う緊急時対策本部要員10名を加えた重大事故等対策要員74名にて対応を行うことを確認した。</p> <p>④ 停止中の初動対応は、運転中の初動対応で最も必要な要員数で対応が可能であることを確認した。</p> <p>⑤ 使用済燃料ピットに燃料を取り出している期間の初動対応は、初動対応として運転中の初動対応の重大事故等対策要員74名から原子炉容器に燃料が装荷されていない号炉ごとに運転員7名を減じた要員にて対応を行うことを確認した。</p> <p>⑥ 屋外作業に必要なアクセスルート復旧時間として172分を考慮することを確認した。なお、復旧作業時間172分は、復旧作業時間172分は、重大事故等対策要員(緊急安全対策要員)の参集時間30分とアクセスルート復旧時間として訓練実績や文献を参考にして算出した時間142分の合計により想定した時間であることを確認した。</p> |

(2) 資源の評価条件

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1) 資源の 評価内容を確認する。 (i) 資源の評価条件のうち、共通的な条件を確認する。 ① 有効性評価ガイドに倣い、7日間の資源の充足性を評価する方針であるかを確認。 ② 有効性評価の評価内容を踏まえた資源の評価となっているかを確認。</p> | <p>(i) 資源の評価条件のうち、共通的な条件について、以下のとおり確認した。 ① 有効性評価ガイドに倣い、重大事故等対策を7日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行うことを確認した。 ② 資源の評価に当たっては、有効性評価で想定した事故条件等の解析条件を考慮するとともに、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認した。なお、送水車の燃料（軽油）については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> |
| <p>(ii) 水源の評価内容を確認する。 ① LOCA事象等の場合の水源の評価内容、燃料取替用水タンクの有効水量を確認。 ② 全交流動力電源喪失等の蒸気発生器への注水が必要な場合の水源の評価、補助給水タンクの有効水量を確認。 ③ 原子炉格納容器への注水を行う場合の水源の評価内容、燃料取替用水タンクの有効水量を確認。 ④ 使用済燃料ピットへの注水が必要な場合の水源を確認。 ⑤ 水源の評価結果の包絡性について確認。</p> | <p>(ii) 水源の評価内容について、以下のとおり確認した。 ① 炉心への注水が必要なLOCA事象等の事故シーケンスについては、水源となる燃料取替用水ピットの保有水量が必要水量を上回ること又は水源を格納容器再循環サンプに切り替えるまでの間、注水継続が可能であることを評価することを確認した。燃料取替用水ピットの保有水量は、有効水量である約1,860m³とすることを確認した。 ② 蒸気発生器への注水が必要な全交流動力電源喪失等の事故シーケンスについては、水源となる復水ピットの保有水量が必要水量を上回ること又は海を水源とする復水ピットへの補給準備ができるまでの間、注水継続が可能であることを評価することを確認した。復水ピットの保有水量は、復水ピット有効水量である約1,035m³とすることを確認した。 ③ 原子炉における重大事故が発生した場合の原子炉格納容器への注水については、恒設代替低圧注水ポンプを用いた注水を実施する場合の水源となる燃料取替用水ピットの枯渇時間を算出し、枯渇するまでに可搬式代替低圧注水ポンプを用いた海水注水への切替えが可能であることを評価する</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| | <p>ことを確認した。なお、燃料取替用水ピットの有効水量は、約1,860m³とすることを確認した。</p> <p>④ 使用済燃料ピットへの注水については海を水源とすることを確認した。</p> <p>⑤ 水源の評価については、事象進展が早い重要事故シーケンス等が水源(必要水量)として厳しい評価となる事から、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認する事で事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 重油、軽油の評価内容について確認する。</p> <p>① 重油について、全交流動力電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする重油量を確認。</p> <p>② 重油について、外部電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする重油量を確認。</p> <p>③ 非常用ディーゼル発電機、大容量空冷式発電機の燃料消費の考え方について確認。</p> <p>④ 重大事故等対策に必要な軽油量についての評価内容を確認。</p> <p>⑤ 中型ポンプ車の燃料消費についての考え方について確認。</p> <p>⑥ 緊急時対策所用発電機の燃料消費の考え方について確認。</p> | <p>(iii) 重油、軽油の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失時の空冷式非常用発電装置、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)、大容量ポンプ及び電源車(緊急時対策所用)への燃料供給については、備蓄量にて7日間の運転継続が可能であることを評価することを確認した。評価する重油量は、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの備蓄量(548kL)とすることを確認した。</p> <p>② 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクにて備蓄している重油量により、ディーゼル発電機を7日間運転継続できることを評価することを確認した。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても仮に外部電源が喪失するものとして評価を行うことを確認した。評価する重油量は、燃料油貯蔵タンク2基分の備蓄量300kL、重油タンク2基分の備蓄量320kLの合計620kLとすることを確認した。</p> <p>③ 空冷式非常用発電装置及びディーゼル発電機等の燃料消費については、重要事故シーケンス等による評価に加え事象発生直後から補機類が起動し、負荷に応じた燃料消費量を想定することを確認した。</p> <p>④ 送水車を用いた復水ピットへの補給及び使用済燃料ピットへの注水が必要な事故シーケンスにおける燃料消費については、備蓄している軽油量により7日間の運転継続が可能であることを評価することを確認した。評価する軽油量は、備蓄量21,000Lとすることを確認した。</p> <p>⑤ 送水車の燃料消費については、作業手順上起動可能な時間に運転を開始するとともに、負荷に応じた燃費消費量を想定することを確認した。</p> <p>⑥ 電源車(緊急時対策所用)の燃料消費については、各事故シーケンスにおける外部電源の有無に関わらず資源の評価上厳しくなるよう考慮することを確認した。</p> |
| <p>(iv) 電源の評価内容について確認する。</p> <p>① 全交流電源喪失の発生や重畳を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>② 外部電源喪失を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>③ 各事故シーケンスに必要な補機類の評価内容を確認。</p> | <p>(iv) 電源の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 各事故シーケンスの事故条件で全交流動力電源喪失とした場合又は全交流動力電源喪失以外でも重大事故等対策として恒設代替低圧注水ポンプを用いる場合において、必要となる補機類に電源供給を行い、その最大負荷が空冷式非常用発電装置の給電容量(2,920kW)未滿となることを評価することを確認した。</p> <p>② 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスにおいては、ディーゼル発電機からの給電を考慮する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても仮に外部電源が喪失するものとして評価を行うことを確認した。</p> <p>③ 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるため、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認する事で事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認することを確認した。</p> |

6.2 重大事故等対策時に必要となる要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 必要な要員の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の 評価内容を確認する。</p> <p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果を確認する。</p> <p>① 運転中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 停止中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等で必要な要員の評価結果を確認。</p> <p>③ 燃料取り出し期間中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等に必要な要員の評価結果を確認。</p> | <p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 運転中において必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.1.2 格納容器過温破損」、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、「3.4 水素燃焼」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」であり、使用済燃料ピットへの補給対応をあわせて実施しても合計 48 名であり、初動対応として重大事故等対策要員合計 74 名で対処可能であることを確認した。</p> <p>② 運転停止中において必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「5.2 全交流動力電源喪失（停止時）」等であり、全交流動力電源喪失の重量を考慮していることから使用済燃料ピットへの補給対応をあわせて実施しても合計 402 名であり、初動対応として重大事故等対策要員合計 74 名で対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピットに燃料体を取り出している期間中において必要な要員数が最も多い想定事故は「4.1 想定事故 1」及び「4.2 想定事故 2」であり 34 名となり、初動対応として重大事故等対策要員の合計 74 名で対処可能であることを確認した。</p> |

6.3 重大事故等対策時の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

(1) 水源の評価結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 対策を7日間継続するための水源は確保されているか。</p> <p>1) 水源の評価内容を確認する。</p> <p>(i) 炉心注水、蒸気発生器への注水及び格納容器内注水の継続性について確認する。</p> <p>① 炉心注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>② 蒸気発生器への注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器への注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> | <p>(i) 炉心注水、蒸気発生器への注水及び格納容器内注水の継続性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 炉心注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「2.2 全交流動力電源喪失」及び「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」であることを確認した。恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水については、燃料取替用ピットを水源とし、燃料取替用水ピットの有効水量である約1,860m³が使用可能であり、事象発生から約64.2時間の注水継続が可能であること、以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧代替再循環運転の継続により、7日間の炉心注水の継続が可能であることを確認した。</p> <p>② 蒸気発生器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「2.2 全交流動力電源喪失」及び「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」であることを確認した。タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水ピットを水源とし、復水ピット枯渇までに水量約1,035m³が使用可能であり、事象発生から約18.7時間の注水継続が可能であること、以降は、海を水源とした送水車による復水ピットへの補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能であることを確認した。</p> <p>③ 格納容器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」であることを確認した。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水ピットを水源とし、燃料取替用水タンクの有効水量である約1,860m³が使用可能であり、事象発生から約15.1時間の注水が可能であること、海を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプにより、格納容器内自然対流冷却開始まで代替格納容器スプレイの継続が可能であることを確認した。以降は、格納容器内自然対流冷却の継続により格納容器の冷却継続が可能であることを確認した。</p> |

(2) 燃料の評価結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であることを確認する。</p> <p>① 最も必要な重油量が多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 最も必要な軽油量が多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> | <p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であるかについて、以下のとおりを確認した。</p> <p>① 重油について最も消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「5.1 崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」であることを確認した。ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を7日間継続した場合、約595kLの重油が必要となる。電源車 (緊急時対策所用) による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.1kLの重油が必要となる。空冷式非常用発電装置を用いた恒設代替低圧注水ポンプへの電源供給については、事故発生直後から約69時間後までの運転を想定して、約6.9kLの重油が必要となる。7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約605kLとなるが、燃料油貯蔵タンクと重油タンクとの合計油量 (620kL) にて供給可能であることを確認した。</p> <p>全交流動力電源喪失を考慮した場合に重油について最も消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.1.2 格納容器過温破損」、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」である。7日間継続した場合、約186.4kLの重油が必要となる。さらに、保守的に事象発生直後から補機類が起動することを想定すると、約191.6kLの重油が必要となるが、燃料油貯蔵タンクと重油タンクとの合計油量のうち、使用可能量 (548kL) にて供給可能であることを確認した。</p> <p>② 3号炉及び4号炉で共用される軽油について、最も消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」及び「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。送水車を用いた復水ピットへの海水補給及び使用済燃料ピットへの海水注水について3号炉、4号炉それぞれ事象</p> |

発生の6.3時間後からの運転を想定して、7日間継続した場合、約10,107Lの軽油が必要となる。7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約20,214Lである。さらに、保守的に事象発生直後から補機類が起動することを想定すると、燃料消費量は約21,000Lとなり、発電所構内に備蓄している軽油量21,000Lにて供給可能であることを確認した。

(3) 電源の評価結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかを確認する。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮しない場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮する場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認するとともに、直流電源の充足性について確認。</p> | <p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 下記②で確認したとおり、必要な電源は確保できていることから、対応可能であることを確認した。</p> <p>② 電源評価上、事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」及び「5.2 全交流動力電源喪失」である。空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約 1,759kW の負荷が必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW にて供給可能であることを確認した。なお、直流電源についてはディーゼル発電機又は空冷式非常用発電装置にて供給可能であるが、事故シーケンスグループ「2.2 全交流動力電源喪失」では、交流電源が 24 時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも、不要直流負荷の切り離し等により 24 時間の直流電源供給が可能であることを確認した。</p> |

有効性評価 確率論的リスク評価（PRA）

| | |
|---|---------|
| はじめに | 付録 1-4 |
| 1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について | 付録 1-5 |
| 1. 1 事故シーケンスグループの分析について | 付録 1-5 |
| (1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理 | 付録 1-9 |
| (1) -1. PRAに基づく整理 | 付録 1-9 |
| (1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理 | 付録 1-11 |
| (2) 抽出した事故シーケンスの整理 | 付録 1-12 |
| (2) -1. 必ず想定する事故シーケンスグループについて | 付録 1-12 |
| (2) -2. 新たな事故シーケンスグループの追加について | 付録 1-14 |
| 1. 2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて | 付録 1-15 |
| 1. 3 重要事故シーケンスの選定について | 付録 1-16 |
| (1) 重要事故シーケンス選定の考え方 | 付録 1-16 |
| (2) 重要事故シーケンスの選定結果 | 付録 1-17 |
| (3) 事故シーケンスの分析 | 付録 1-17 |
| 1. 4 まとめ | 付録 1-19 |
| 2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について | 付録 1-20 |
| 2. 1 格納容器破損モードの分析について | 付録 1-20 |
| (1) 格納容器破損モードの抽出、整理 | 付録 1-21 |
| (1) -1. PRAに基づく整理 | 付録 1-21 |
| (1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理 | 付録 1-22 |
| (2) PRAの結果を踏まえた格納容器破損モードの検討 | 付録 1-23 |
| (2) -1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討 | 付録 1-23 |
| (2) -2. 新たな格納容器破損モードの追加検討 | 付録 1-23 |
| 2. 2 評価事故シーケンスの選定について | 付録 1-25 |
| (1) 評価対象とするPDSの選定 | 付録 1-25 |
| (2) 評価事故シーケンスの選定 | 付録 1-27 |
| (3) 外部事象の考慮 | 付録 1-29 |
| (4) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性 | 付録 1-30 |
| 2. 3 事故シーケンスの分析 | 付録 1-31 |
| 2. 4 まとめ | 付録 1-32 |
| 3. 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について | 付録 1-33 |
| 4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について | 付録 1-34 |
| 4. 1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について | 付録 1-34 |
| (1) 停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスの分析について | 付録 1-34 |
| (1) -1. PRAに基づく整理 | 付録 1-34 |
| (1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理 | 付録 1-35 |

| | |
|---|---------|
| 4. 2 重要事故シーケンスの選定について..... | 付録 1-36 |
| (1) 重要事故シーケンス選定の考え方..... | 付録 1-36 |
| (2) 重要事故シーケンスの選定結果..... | 付録 1-36 |
| 4. 3 事故シーケンスの分析..... | 付録 1-37 |
| 4. 4 まとめ..... | 付録 1-38 |
| 5. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて..... | 付録 1-39 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録1 確率論的リスク評価（PRA））

1. 要求事項

第37条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする原子炉施設において「想定する事故シーケンスグループ（※¹）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※²）」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、有効性評価の対象とするとしている。格納容器破損モードごとに、格納容器の損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定するとしている。SFP評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止については、想定事故1及び想定事故2を想定するとしている。停止中評価ガイドは、燃料の損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。

（事故シーケンスグループ等（設置許可基準規則解釈が、必ず想定することを要求しているもの））

- ① 運転中事故シーケンスグループ
 - a. 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - b. 全交流動力電源喪失
 - c. 原子炉補機冷却機能喪失
 - d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - e. 原子炉停止機能喪失
 - f. ECCS注水機能喪失
 - g. ECCS再循環機能喪失
 - h. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）
- ② 格納容器破損モード
 - a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
 - c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - d. 水素燃焼
 - e. 格納容器直接接触（シェルアタック）
 - f. 溶融炉心・コンクリート相互作用
- ③ 想定事故1及び想定事故2
 - a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
 - b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失
- ④ 運転停止中事故シーケンスグループ
 - a. 崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
 - b. 全交流動力電源喪失
 - c. 原子炉冷却材の流出
 - d. 反応度の誤投入

（※¹）起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数若しくは複数の事故シーケンスを含む。

（※²）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

はじめに

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(i) PRAの方法、評価対象、適用範囲が適切かどうかを確認する。</p> <p>① PRAの方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRAの説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRA評価対象がどの時点の設備であるかを確認。(平成4年に計画・整備される以前の設備、いわゆる、「裸のPRA」に相当するか。)</p> <p>③ 内部事象(出力運転時、停止時)、地震、津波PRAが扱われていることを確認。PRAの整備状況について現状を整理し、これを踏まえて適用範囲を定めていることを確認。</p> | <p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」(平成25年9月原子力規制庁)の記載事項への対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 追補2.1の「はじめに」に、今回のPRA評価対象として、原則としてこれまで整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策などを含めず、原子炉設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築したとしていることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準の策定状況、国内での使用実績に基づいて、現時点で適用可能なものとして、下記のPRAを実施している。</p> <p>出力運転時レベル1PRA 運転停止時レベル1PRA 出力運転時レベル1.5PRA 出力運転時地震レベル1PRA 出力運転時津波レベル1PRA</p> <p>PRAを用いて評価するに当たり、内部事象は定期安全レビュー(PSR)においての実績、地震及び津波は試評価等の実施経験を有するものの、その他のPRAは、日本原子力学会のPRAに関する実施基準が未整備であること、又は、評価実績が乏しいことを考慮すれば、PRAの評価対象が上記の範囲に留まるとすることは、最新の技術に基づいた適用範囲であると判断した。</p> |

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

1. 1 事故シーケンスグループの分析について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>②PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ ECCS注水機能喪失 ・ ECCS再循環機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損） <p>(b) 個別プラント評価による抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p><u>(i) 事故シーケンスグループの抽出方法や対象を確認する。</u></p> <p>① 事故シーケンスグループの各事象（内部事象、地震及び津波、その他）に対する抽出方法が、日本原子力学会標準に照らして妥当であることを確認。具体的には、有効性評価のグループ化の過程について、以下に示す基準を見たしていることを確認。</p> <p>①-a 起因事象の選定については、考慮すべき事象として、以下のa)～e)が含まれていることを確認。</p> | <p>① 内部事象レベル1PRAの手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。また、地震PRA及び津波PRAの手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。</p> <p>上記の、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという手法は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法に沿ったものであること及び、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p> <p>①-a 抽出した起因事象は<添付十：追補2. I第1-1表「イベントツリーにより抽出される事故シーケンス」>にまとめられており、その中に過渡事象、LOCA、SGTR（蒸気発生器伝熱管破損）、インターフェイスシステムLOCAが含まれていることを確認した。また、LOCAについては破断面面積の違いによる事故時挙動への影響を考慮して、大破断、中破断、小破断に細分化していることを確認した。なお、地震PRAの中で建屋損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、機器損傷の相関性考慮により生じる複数ループの同時破損（大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excess LOCA」という。））、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失といった緩和系に期待できない事象（複数の電気盤損傷）も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っていることを確認した。</p> <p>①-b 大飯3・4号炉では、PWRプラントで用いられる起因事象のうち、適用除外とするものとその理由として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 極小LOCA：充てん/高圧注入ポンプ兼用のプラントに適用。大飯3・4号炉はこれらが独立している。 ・ DC母線1系列喪失：1系列喪失時に原子炉がトリップするプラントに適用。大飯3・4号炉では対象外としている。 <p>としており、起因発生頻度の観点から条件a)を満足することを確認した。（第1.1.1.b-4表「選定した起因事象」）</p> <p>①-c 事故シーケンスのグループ化の結果は<添付十：追補2. I第1-2表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」>にまとめられており、「事象の類似性による起因事象のグループ化」の方針に従って、炉心損傷に至る主要因ごとにグループ化されていることを確認した。また、「起因事象のグループ化の禁止」に該当する事故シーケンスとして、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、制御建屋損傷、複数の信号系故障、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損及び破損側蒸気発生器の隔離失敗については、各々単独のグループとして扱っていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編）：2013 附属書E（規定）からの抜粋</p> <p>E.1 起因事象の同定において考慮すべき事象</p> <p>a) 過渡事象 原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが、プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。</p> <p>b) LOCA 原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ、原子炉冷却材が喪失することでプラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。LOCA事象を細分化する場合にはその考え方を示す。</p> <p>c) SGTR（PWR）</p> <p>d) インターフェイスシステム LOCA 原子炉冷却系とのインターフェイスで起こると想定される故障、又は格納容器外での制御されない冷却材喪失をもたらすような運用を含める。</p> <p>e) 従属性を有する起因事象 緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象を考慮する。サポート系の故障によって発生する起因事象を同定する際には、ランダム故障又は共通原因による同一系統の機器の複数故障、さらに定例試験等による機器構成に伴う起因事象を含める。</p> <p>①-b 起因事象の選定において、除外する事象がある場合には、以下のa)～c)のいずれかの基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、附属書H（参考）からの抜粋</p> <p>H.2 除外判定基準の例 ASME/ANS PRA 標準では、同定した起因事象のうち、これ以上評価を行わなくてよいように起因事象を評価対象から除外する基準として次のような判断基準を記載している。</p> <p>a) 起因事象発生頻度が10^{-7}/炉年未満の事象。ただし、インターフェイスシステム LOCA、格納容器バイパス及び原子炉圧力容器破損は除く。</p> <p>b) 起因事象発生頻度が10^{-6}/炉年未満で、少なくとも独立した2系</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象</p> <p>c) 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象</p> <p>①-c 起回事象のグループ化において、以下の基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、本文</p> <p>6.2 起回事象のグループ化</p> <p>6.2.1 事象の類似性による起回事象のグループ化</p> <p>同定した起回事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、体系的なプロセスを用いて起回事象のグループ化を行う。グループ化は、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 事故の進展及び時間余裕、プラントの応答、レベル2PRAとの関係、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備、並びに緩和操作の観点から類似している事象 - グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。 <p>6.2.2 起回事象のグループ化の禁止</p> <p>同定した起回事象のうち、以下の項目に示すものについては、他の起回事象とは事象シナリオの展開及び/又は必要とされる緩和機能が異なることから、他の起回事象とは同一のグループとはしない。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 起回事象従属性を有する事象 - プラント応答が異なる（成功基準が異なる）起回事象、又は格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象。このような起回事象には、極度のLOCA（工学的安全施設のいかなる組合せでも緩和できない極めて大規模のLOCA）、インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損及び隔離されない格納容器外破断を含む。 - 隣接プラントの状態が評価対象プラントに影響を及ぼす起回事象 | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(ii) 現状のPRAの整備状況では、外部事象すべてにPRAを適用できないため、外部事象で評価する対象を確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。（全般④）</p> <p>第6条解釈（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p> | <p>① 地震及び津波以外の自然現象として、洪水、風（台風）、竜巻等の12事象を評価対象として選定しており、検討する事象の範囲及びその抽出方法、評価する事象の選定方法は次のとおり。</p> <p>・ 検討する事象には、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く）があり、これらについて、国内外の12つの基準を参考に、網羅的に53の自然現象と21の人為事象を抽出した。抽出した自然現象と人為事象について、評価上考慮すべき事象を選定するため、米国機械学会の基準を参考に除外基準を設定してスクリーニングを行い、12の自然現象と7の人為事象を選定した。このうち、人為事象については、航空機落下等の大規模損壊として取り扱うべきものが含まれており、本評価では自然現象に着目して整理した（追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」）。</p> <p>これにより、検討する事象は複数の基準に基づき抽出していることから網羅性があると考えられること、評価する事象のスクリーニング基準に合理性があると考えられること、航空機落下は大規模損壊で対応することが適当であること及び船舶の衝突等は安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低いことから、評価する事象は妥当なものと判断した。</p> |

(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) -1. PRAに基づく整理

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>PRAに基づく整理</p> <p>(i) 起因事象の選定及び評価（機器の故障率や地震・津波の発生確率が適切に設定されていることを確認する）</p> <p>① 起因事象の発生頻度評価のバックデータである機器故障率、地震・津波ハザード曲線について、設計情報や運転情報に裏付けられているか、またその妥当性確認のためプラントウォークダウンを実施しているかを確認。</p> <p>② 各事象（内部事象、地震、津波）の評価に用いた起因事象と発生頻度の評価結果が記載されており、発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p> | <p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）の記載事項を踏まえ、以下のとおり実施していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器故障率については、原子力安全推進協会が管理する原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAで公開されている国内プラントの故障実績を元にしており、実機の運転情報に裏付けられている。 ・ 地震ハザード曲線については、日本原子力学会の標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全性評価実施基準：2007」の方法に基づき、サイト周辺の活断層データ及び過去の地震データ等を参考に設定していることを確認した。また、地震PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより地震影響等の確認を行っている。 ・ 津波ハザード曲線については、日本原子力学会の標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」を参考に設定している。また、津波PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより津波影響等の確認を行っている。 <p>② 起因事象発生頻度については、以下のとおり追補2. Iに整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 内部事象 第1.1.1.b-7表「起因事象発生頻度」 ・ 地震 第1.2.1.d-3表「加速度区分別炉心損傷頻度評価結果」 ・ 津波 第1.2.2.d-1表「津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損傷頻度」 <p>また、プラント構成（高圧注入系のプースティングの有無等）や立地条件の違いを勘案した上で、先行炉（川内1・2号炉高浜3・4号炉等）の評価値から著しく乖離していないことを確認した。</p> |
| <p>(ii) 事故シーケンスの分析（地震及び津波PRA固有の評価方針に基づくことを確認する）</p> <p>① 地震及び津波PRAでは、内部事象PRAでは扱わない複数ループの同時破損、複数の電気盤損傷等、緩和系に期待できない事象を網羅的に抽出していることを確認。また、網羅的に抽出したことを示すエビデンスを確認。</p> | <p>① 地震及び津波レベル1PRAでは、これらの発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーの形で整理することにより、複合的な事象発生 の組合せを含めた事故シーケンスの抽出を行っていることを確認した。また、事故シーケンスの定量化の結果を<添付十：追補2. I第1-5 図「プラント全体の定量化結果」～第1-6 図「レベル1PRAの定量化結果」、第1-2 表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」>に整理していることを確認した。</p> |
| <p>(iii) 事故シーケンスの定量化（内部事象に加えて地震・津波の影響が発生確率の増加の形で考慮されていることを確認）</p> <p>① 各事象（内部事象、地震、津波）における事故シーケンスグループ及び発生確率が表の形で整理されており、選択された事故シーケンスが網羅的に記載されていることを確認。</p> | <p>① 事故シーケンス毎に内部事象、地震、津波に分けてCDFを整理していることを確認した<添付十：追補2. I第1-2 表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」>。</p> <p>なお、申請者は、基準地震動等の策定の過程で、断層の連動等をを考慮することにより、地震及び津波ハザードを変更しており、これを踏まえ地震及び津波PRAを実施し、地震及び津波ハザードの変更が事故シーケンスグループ等の選定に及ぼす影響を評価した。その結果、損傷モードや損傷設備の追加がないこと、また、炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない建屋損傷等の地震及び津波特有の事故シーケンスの寄与が著しく増大することはないことから、新たな事故シーケンスグループの追加はないとした。地震及び津波特有の5つの事故シーケンスについて、その頻度及び影響度はハザード変更前後で有意な差異はないことから、申請者が新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、妥当であると判断し</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|----------------|
| | た。 |

(1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(i) 地震、津波以外のPRAが使えない外部事象の影響がPRA分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 地震、津波以外の外部事象のPRA評価への影響を考慮していることを確認。</p> <p>② 地震、津波以外の外部事象を考慮してPRA評価に影響がない理由を述べていることを確認。</p> | <p>① 地震、津波以外の外部事象として、溢水、火災の発生の際には同一区内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、小破断LOCA、主給水流量喪失等の事象が想定されている。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の影響について検討していることを確認した。なお、これらの要因による建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機喪失、変圧器・送電線等の機能喪失による全交流電源喪失が想定されるが、いずれも今回PRA実施により得られた事故シーケンスに含まれると推定していることを確認した。追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」。</p> <p>② 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たな炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかったとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル1PRAと同じであるため、内部事象レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。 洪水、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流電源喪失があるが、これは内部事象レベル1PRAの手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。 <p>この判断については、設置許可基準規則解釈に則って、申請者が頻度の観点から全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認していること、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができることとしていることから、妥当であると判断した。</p> <p>津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAで抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象についてもa.の12の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p> |

(2) 抽出した事故シーケンスの整理

(2) -1. 必ず想定する事故シーケンスグループについて

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>第37条解釈 (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの (格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等) にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> | <p>① <添付十：追補2. I第1-2表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」>に示された事故シーケンスは、審査ガイドがPWRに対して必ず想定するよう求めている以下の事故シーケンスが含まれていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ ECCS注水機能喪失 ・ ECCS再循環機能喪失 ・ 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損) <p>また、上記以外の事故シーケンスについては、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>・ <u>イベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目して類型化し事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する8つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震・津波特有の5つの事故シーケンス (原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)) が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。</u></p> <p>② 大飯3・4号炉の場合、新たな事故シーケンスの追加はない。</p> <p>③ <添付十：追補2. I第1-3表「事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度 (内部事象、地震及び津波PRA)」>に事故シーケンスごとに内部事象、地震、津波に分けてシーケンス別CDFが整理されていることを確認した。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを以下のように分類していることを確認した。<添付十：第1-1図「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス」></p> <p>a. 1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉補機冷却機能喪失 (d) 原子炉停止機能喪失 (e) ECCS注水機能喪失 (f) ECCS再循環機能喪失 <p>b. 1-2(b)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> (g) 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (h) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損) <p>c. 1-2(a)及び(b)以外の事故シーケンスグループ</p> <p>なし</p> |
| <p>(i) 事故シーケンスグループが漏れなく選定され、炉心損傷対策の有無により分類がなされていることを確認。</p> <p>① 事故シーケンスグループが審査ガイドの有効性評価で指定しているもの (PWRでは8個) が完備していることを確認。</p> <p>② PRA以外の評価で事故シーケンスグループを設定した場合には、その根拠を説明していることを確認。</p> <p>③ 内部事象、地震及び津波に分けてPRA評価結果が整理されていることを確認。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを、炉心損傷を防止できるか否か、格納容器機能に期待できるか (下記参照) 等で、確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の格納容器破損防止機能に期待でき、炉心損傷対策があるもの (規則解釈1-2(a)を適用)。 ・ 炉心損傷後に格納容器破損防止機能に期待できないもの (規則解 | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|----------------|
| <p>釈1-2(b)を適用。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷を防止できないもの (規則解釈1-2(a)、1-2(b)を適用できないもの) <p>(⑧事故シーケンスグループを、炉心損傷防止できるか否か等で分類)</p> | |

(2) -2. 新たな事故シーケンスグループの追加について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(i) プラント固有の事情により特殊な事故シーケンスグループを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p> | <p>① 審査ガイドの解釈で指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスとしては、外部事象に特有な事故シーケンス5つについて確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） ・ 原子炉建屋損傷 ・ 原子炉格納容器損傷 ・ 制御建屋損傷 ・ 複数の信号系損傷 <p>この中で、大飯3・4号炉に固有な特殊な事故シーケンスは含まれていないことを確認した。これらの事故シーケンスの有効性評価への影響については、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かの検討を、PRAの結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較することにより行った。 ・ 頻度の観点からは、5つの事故シーケンスは、全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認した。 ・ 影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて大規模損壊対策による影響緩和を図ることができることを確認した。 ・ 以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、5つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。 ・ よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。 |

1. 2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(i) 炉心損傷が免れないために有効性評価の対象外とするシーケンスの影響を考慮していることを確認する。</p> <p>① 国内外の先進的な対策によっても、炉心損傷対策を講じるのが困難なシーケンスを洗い出し、有効性評価で対象外としても影響がない理由を述べていることを確認。</p> | <p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする」としていることを確認した。具体的には、該当する事故シーケンスとして、以下の6つを選定し、評価事故シーケンスに含める必要がないことを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・ 原子炉補機冷却機能の喪失+補助給水失敗 ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ・ 大破断 LOCA+低圧注入失敗 ・ 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 ・ 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補 2. I 別紙 3「国内外の重大事故等対策に係る設備例について」に整理していることを確認した。</p> |

1. 3 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。 b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。 d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。 <p>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。 b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。 d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。 | <p>① 有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いていることを確認した。また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定していることを確認した（追補2. I第1-4表「重要事故シーケンスの選定について」）。</p> |

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(i) 審査ガイドの方針に従って事故シーケンスを選定する過程を確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、上記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p> | <p>① 整理した事故シーケンスの重要度に基づいて、最も「高」が多いシーケンスが重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した。添付十：追補2. 「第1-4表「重要事故シーケンスの選定について」」。</p> |

(3) 事故シーケンスの分析

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p> | <p>① カットセット分析（事故シーケンスの構成要素の分析）による大飯発電所3・4号炉の特徴として、以下が抽出されていることを確認した。添付十：追補2. 「別紙6「出力運転時内部事象レベルIPRAにおける主要なカットセットについて」」</p> <p><u>2次冷却系からの除熱機能喪失：</u> 補助給水機能が喪失する要因としては、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられ、ここでは、復水ピット閉塞による水源喪失が支配的となっているが、その場合においても給水源の切替えを実施することや、炉心損傷防止対策として補助給水系とは異なるシステムを使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。 また、「2次冷却系の破断+補助給水失敗」及び「2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗」の事故シーケンスでは、破断ループ隔離に伴う診断過誤や操作失敗（HE）が上位のカットセットとして抽出されたが、これらについても同様にフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。</p> <p><u>全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失：</u> 「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」はディーゼル発電機1台が試験による待機除外中に別の1台が継続運転に失敗する等して非常用所内交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスであるが、代替電源である空冷式非常用発電装置により電源を確保し2次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水を実施することにより炉心損傷防止が可能である。 原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、RCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生することにより炉心損傷に至ることが考えられるが、この場合も2次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水を実施することで炉心損傷防止が可能である。</p> <p><u>原子炉格納容器の除熱機能喪失：</u> 格納容器スプレイ機能が喪失する要因としては、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、格納容器スプレイクーラに原子炉補機冷却水を通水する弁の開操作失敗や格納容器スプレイ信号の発信失敗が支配的となっている。その場合でも、格納容器スプレイシステムを使用しない格納容器内自然対流冷却を実施することで炉心損傷防止が可能である。</p> <p><u>原子炉停止機能喪失：</u> 原子炉トリップに失敗するカットセットとして、共通要因故障による回路の作動失敗としゃ断器の開失敗が要因となっている。この場合においてもATWS緩和設備により炉心損傷防止が可能である。</p> <p><u>ECCS注水機能喪失：</u></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|
| | <p>高圧注入系が喪失する要因として、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、注入ラインの手動弁やオリフィスが閉塞することによる注入ライン閉塞が支配的である。その場合でも、炉心損傷防止対策として2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減圧後、閉塞した高圧注入系と別の系統から低圧注入等を実施することで炉心損傷を防止することが可能である。</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗」、「大破断LOCA+蓄圧注入失敗」、「中破断LOCA+蓄圧注入失敗」の事故シーケンスは国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。また、炉心損傷防止は困難であるが、例えば、「大、中破断LOCA+蓄圧注入失敗」の事故シーケンスの場合、高圧注入や代替低圧注入ポンプ等を活用して何らかの形で注水することで炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できる可能性がある。</p> <p><u>ECCS再循環機能喪失：</u></p> <p>再循環機能が喪失する要因としてはポンプ故障、注入配管閉塞、再循環切替失敗、水源喪失等が考えられるが、ここでは切替信号の発信に失敗する再循環切替失敗が支配的となっているが、その場合でも手動での再循環切替や2次冷却系強制冷却による低圧再循環等を実施することにより炉心損傷を防止できる可能性がある。</p> <p><u>格納容器バイパス：</u> ECCS等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションを実施することで炉心損傷防止が可能である。</p> |

1. 4 まとめ

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p> | <p>① 申請者が炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p> <p>申請者が必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震及び津波特有の5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈に則って、頻度は全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。</p> <p>また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈に則った考え方であることから、妥当であると判断した。</p> <p>事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。</p> |

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

2.1 格納容器破損モードの分析について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する PRA 及び外部事象に関する PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記 2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p><u>(i) 地震、津波以外の PRA が使えない外部事象の影響が PRA 分析の中で考慮されていることを確認する。</u></p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。</p> | <p>① 外部事象の影響のうち、地震と津波以外のその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たに格納容器破損モードを追加する必要はないとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部溢水又は内部火災の発生の際には、レベル1PRAにおける発生可能性のある起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1PRAに追加すべきものは発生しないものと推定しており、また、原子炉格納容器及び内部構造物が直接破損することも想定し難いことから、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないものと考えられる。 自然現象等の外部事象の発生の際には、レベル1PRAにおける検討からも、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1PRAに追加すべきものは発生しないものと推定しており、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないと考えられる。 |

(1) 格納容器破損モードの抽出、整理

(1) -1. PRAに基づく整理

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① プラント損傷状態が定義されていることを確認。</p> | <p>① プラント損傷状態の設定については、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、起因事象と1次系圧力、炉心損傷時期、格納容器内事象進展（格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段）の3種類の属性を用いて定義した。 ・ レベル1PRAで抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、さらに高圧注入・再循環、格納容器スプレイ注入・再循環の分岐・ヘディングを考慮し、内部事象レベル1.5評価用のイベントツリーを作成した。これを用いて各事故シーケンスのPDSを特定した後、PDSごとに事故シーケンスを整理した。 ・ さらに、PDSごとに、設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c. の6つの格納容器破損モードのいずれかに対応していることを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとにPDSを整理した。 |
| <p>(ii) 格納容器破損モードの評価</p> <p>① 格納容器破損モード毎に格納容器イベントツリーで抽出された事象が記載されていることを確認。</p> | <p>① 内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損に係る以下の12の格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則って検討対象としていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 蒸気発生器伝熱管破損（gモード） 2) インターフェイスシステムLOCA（νモード） 3) 格納容器隔離失敗（βモード） 4) 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード） 5) 格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク（ηモード） 6) 熔融物直接接触（μモード） 7) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード） 8) 水素燃焼又は水素爆轟（γモード） 9) ベースマット熔融貫通（εモード） 10) 格納容器貫通部過温破損（τモード） 11) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード） 12) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード） |

(1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに格納容器破損モードの評価に影響が出ないことを説明していることを確認。</p> | <p>① 内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討を実施した。</p> <p>検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、βモード、gモード及び地震による格納容器破損（χモード）が考えられるが、βモード及びgモードについてはa.の12の破損モードで抽出されていること、χモードについては直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p> |

(2) PRAの結果を踏まえた格納容器破損モードの検討
 (2) -1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(i) 審査ガイドで指定されている格納容器破損モードのうち、除外するものがないか、またその理由が明記されているか確認する。</p> <p>① 必ず想定する格納容器破損モードに含まれるもののうち、プラント固有の条件により発生の可能性がないと思われるもの（格納容器直接接触等）について、その除外の理由を説明していることを確認。</p> | <p>① 内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断において検討対象とした12の格納容器破損モードには、必ず想定する5つの格納容器破損モードが含まれていることを確認した。</p> <p>なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRの一部の格納容器に特有の事象とみなされているため、PWRである当該評価の対象から除外していることを確認した。これは、当該モードがBWRマークI型の原子炉格納容器（原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部がある）に特有の事象とみなされており、原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面へ流れる構造がないPWRでは発生の可能性がないと考えられるためである。</p> <p>また、第2-3図「格納容器イベントツリー（CET）」においては、格納容器破損モード「高圧溶融物直接接触/格納容器直接加熱」のうち、高圧溶融物直接接触をμモード、格納容器直接加熱をσモードに分類しているが、μモードについては、原子炉容器が高圧状態で破損した場合に溶融炉心が急激に噴出し、原子炉格納容器壁に付着して原子炉格納容器の破損に至る事象であることから、原子炉格納容器の破損を防止する対策は、本申請では原子炉容器の破損までに1次系を減圧することである。1次系の減圧により高圧溶融物放出を防止できればσモードによる原子炉格納容器の破損を防止できることから、μモード及びσモードへの対策は同一となることとしていることを確認した。</p> |

(2) -2. 新たな格納容器破損モードの追加検討

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>(i) プラント固有の事情により特殊な格納容器破損モードを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている格納容器破損モード以外で、追加すべき格納容器破損モードがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p> | <p>① 必ず想定する格納容器破損モードに分類されない2つの破損モード（α及びβモード）及び3つの破損モード（θ、ν及びgモード）については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。</p> <p>αモードについては、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと評価されていること。</p> <p>βモードについては、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を12時間に1回確認する運用であること及びエアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能であること、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価したこと。</p> <p>3つの破損モード（θ、ν及びgモード）については、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価すること。</p> <p>なお、gモードのうち高温誘因蒸気発生器伝熱管破損については、発生頻度が非常に小さいことに加え、発生を防止するための1次系強制減圧を確実にを行うための対策が整備されていること、1次系が高温状態でも1次系強制減圧（加圧器逃がし弁の開状態）を維持できることを解析により確認していること、蒸気発生器への給水により炉心損傷を回避できる場合があることなどから、発生を防止できること。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|--|
| | <p>よって、想定する格納容器破損モードは、以下の6つとすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧) (δモード) ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温) (τモード) ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (μ、σモード) ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (ηモード) ・ 水素燃焼 (γモード) ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 (εモード) |

2. 2 評価事故シーケンスの選定について

(1) 評価対象とするPDSの選定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(i) 破損モード毎の PDS の中から評価対象を選定する方針について確認。</p> <p>① 各破損モード別に該当する PDS の一覧と、その中で最も厳しい PDS（本文に説明）が選定されていることを確認。</p> | <p>① 炉心損傷後の PDS は、事故のタイプと 1 次系圧力、炉心損傷時期、格納容器内事象進展（格納容器破損時期、熔融デブリの冷却手段）の 3 種類の属性を用いて定義していることを確認した（追補 2. I 第 2-1 表「格納容器破損モード別格納容器破損頻度」、第 2-2 表「評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について」）。</p> <p>また、以下のように選定結果とその理由を示していることを確認した。</p> <p><u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 破断規模の大きい大中破断 LOCA（A**）が、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きく原子炉格納容器内の圧力上昇及び事故進展について厳しい。 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。 以上より、AED が最も厳しい PDS となる。 <p><u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 原子炉容器破損時に高圧で熔融炉心が原子炉格納容器内に分散し、表面積が大きくなり、熔融炉心から格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断 LOCA（S**）、過渡事象（T**）が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 補助給水による冷却がない過渡事象（T**）が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TED が最も厳しい PDS となる。 <p><u>高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 1 次冷却材の圧力が高く維持される過渡事象（T**）が、減圧の観点から厳しい。 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、高圧熔融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TED が最も厳しい PDS となる。 <p><u>原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 事故進展が早く原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大中破断 LOCA（A**）が、熔融炉心がより高温となる観点から厳しい。 原子炉格納容器内の冷却がない（**W）が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEW が最も厳しい PDS となる。 <p><u>水素燃焼：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、格納容器が除熱される状態（**I）の PDS が厳しい。 炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応することを前提とすると、各 PDS で炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事故進展が早く水素放出速度が大きい大中破断 LOCA（A**）が厳しい。 以上より、AEI が最も厳しい PDS となる。 <p><u>格納容器直接接触（シェルアタック）：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> シェルアタックは、追補 2. I 別紙 7「格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について」に示すとおり、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTAL に開口部がある BWR マーク I 型の原子炉格納容器の事象とみなされている。PWR では原子炉格納容器が大きく、熔融炉心が壁面へ流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、解析による評価対象として想定する格納容器破損モードとしていない。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p><u>熔融炉心・コンクリート相互作用：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故進展が早い大中破断LOCA（A**）が、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 ・ 原子炉圧力が低く、熔融炉心の分散の可能性がない大中破断LOCA（A**）が、原子炉下部キャビティの熔融炉心の量を多くすることから厳しい。 ・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、熔融炉心を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。 ・ 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。 |

(2) 評価事故シーケンスの選定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）</p> <p>(2) 高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属—水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するものとする。</p> <p>(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から格納容器直接接触の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(6) 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(i) 審査ガイドの方針に従って評価対象とするシーケンスを選定す</p> | <p>① 格納容器破損モードごとの PDS から、影響の観点で最も厳しくなる PDS を選定し、この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、PRA の過程で選定した評価事故シーケンスとしていることを確認した。</p> <p>なお、有効性評価においては、事象進展をより厳しくする観点などから、PRA の過程で選定された評価事故シーケンスに加え、複数の機能の喪失の重畳を考慮している場合もある。（追補 2.1 第 2-2 表「評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について」、第 2-3 表「格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について」）。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---------------|
| <p>る過程を確認する。</p> <p>① 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定では、前段で最も厳しいPDSを選定したことを踏まえた選定になっているか確認。</p> | |

(3) 外部事象の考慮

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(i) 外部事象によって評価事故シーケンスが変わらないかどうかを確認する。</p> <p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに評価事故シーケンスの選定に影響が出ないことを説明していることを確認。</p> | <p>① 津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル1PRA で抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても12の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p> |

(4) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>① 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理したものがあれば、それをすべて列挙すると共に、評価事故シーケンスでの取扱い方について説明していることを確認。</p> | <p>① 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した事故シーケンスは以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却機能喪失+ 補助給水失敗 ・ 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ・ 大破断 LOCA+ 低圧注入失敗 ・ 大破断 LOCA+ 蓄圧注入失敗 ・ 中破断 LOCA+ 蓄圧注入失敗 <p>これらのうち、「大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)」以外の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することができるとしていることを確認した。</p> <p>「大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)」は、地震により複数の1次冷却材配管や原子炉容器等が損傷することを想定している。原子炉容器破損時間の観点では、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で大LOCAと変わりがなく、炉心注入がなければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないとしていることを確認した。＜添付十：別紙13「炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性について」＞</p> <p>また、国内外の先進的な対策との比較を＜添付十：追補2. 1別紙3「国内外の重大事故等対策に係る設備例について」＞に整理していることを確認した。</p> |

2.3 事故シーケンスの分析

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p> | <p>① 格納容器破損防止対策の有効性評価を行う各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的なカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。＜添付十：追補2. I別紙5「PRAにおける主要なカットセットについて」＞。</p> |

2.4 まとめ

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p> | <p>① 申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則って検討対象としていることを確認した。また、申請者が自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、炉心損傷防止対策において評価するもの、発生する可能性が極めて低いものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした6の格納容器破損モードは、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モード (BWR固有のものを除く。) と一致することを確認した。</p> <p>規制委員会は、申請者が格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとしていることは、有効性評価ガイドを踏まえ厳しいものを選定していることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。</p> |

3. 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>3-1</p> <p>(a) 想定事故1： 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b) 想定事故2： サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p><u>(i) 重要事故シーケンスの抽出方法や対象を確認する。</u></p> <p>① 有効性評価の重要事故シーケンスとして、想定事故1及び2が選定されていることを確認。</p> | <p>① <u>使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷に至るおそれがある事故</u>として、<u>想定事故1及び想定事故2を想定する</u>ことを確認した。</p> |

4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

(1) 停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスの分析について

(1) -1. PRAに基づく整理

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ol style="list-style-type: none"> ①個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ②その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。 <p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 評価対象とする定検工程の選定について、プラント状態（POS）がすべて網羅されていることを確認。 ② 主要パラメータの推移等から POS 分類が選定されていることを確認。（第3.1表、第3.2図） ③ 特定の POS（ミッドループ運転等）を対象として燃料損傷頻度の評価を行う場合には、リスク等の観点から選定の理由を説明していることを確認。（3.1内部事象④） ④ 停止時の機器の待機除外状態が示されていることを確認。 | <p>① プラント停止時のプラント状態（POS）について、解列から並列までのプラント状態を分類していることを確認した。＜添付十：追補2.1第3-1図「定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移」及び第1.1.2.a-3表「各プラント状態の分類」＞</p> <p>② 各 POS の推移を、主要パラメータ（水位、1次冷却材圧力・温度）と共に示していることを確認した（上記第3-1図）。また、各 POS の継続時間を示していることを確認した（上記第1.1.2.a-3表）。</p> <p>③ 安全系機器の待機状態、原子炉容器内の燃料の装荷状態、キャビティ水位等を勘案して、評価対象とする POS を POS4、5、9、10、12 に絞り込んでいることを確認した。</p> <p>⑤ 各 POS について、停止時の系統/システムの待機状態を示していることを確認した＜添付十：追補2.1第1.1.2.a-4表「緩和設備の使用可能性」＞。</p> |
| <p>(ii) 起回事象の選定及び評価</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 国内外のトラブル事例や評価事例等を参考に起回事象が選定されていることを確認。 | <p>① マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から起回事象を選定していることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(iii) 事故シーケンスの分析</p> <p>① 選定された起因事象毎にイベントツリーが図示されていることを確認。</p> <p>② 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスが抽出されないかを検討していることを確認。</p> | <p>① 運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した（追補2. I第3-2図「停止時PRAにおけるイベントツリー」）。</p> <p>② 抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしていることを確認した。</p> |
| <p>(iv) 事故シーケンスの定量化</p> <p>① 事故シーケンスの発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p> | <p>① 事故シーケンスの発生頻度については、追補2. I第3-1表「運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度」に整理されていることを確認した。また、先行炉（川内1・2号炉、高浜3・4号炉等）と著しく頻度の値が異なっていないことを確認した。</p> |

(1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>② 運転停止中の外部事象について、PRAに代わる手法により事故シーケンスグループ選定への影響を検討していることを確認。</p> | <p>① 運転停止中の事故シーケンスグループの選定に係る外部事象については、運転中と同様の手法により考慮していることを確認した<添付十：追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」></p> |

4. 2 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>实用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>实用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。 <p>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定する方針であることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。 | <p>① 停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いていることを確認した<添付十：追補2. I第3-2表「重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について」>。</p> <p>各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法であることを確認した。</p> |

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、前記の方針に従って重要事故シーケンスを選定した過程がその理由と共に記載されていることを確認。</p> | <p>① 整理した事故シーケンスの重要度に基づいて、<添付十：追補2. I第3-2表「重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について」>において最も「高」が多いシーケンスが重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した。</p> |

4. 3 事故シーケンスの分析

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| ① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。 | ①事故シーケンスに対して、主要なカットセットレベルまで展開した場合においても、整備された燃料損傷防止対策が可能であるとしていることを確認した<添付十：追補2. I別紙5「PRAにおける主要なカットセットについて」>。 |

4. 4 まとめ

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>② 以上の確認結果から、運転停止中事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p> | <p>① 申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法であることを確認した。</p> <p>事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当なものであると判断した。</p> |

5. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(i) PRA の方法が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRA の方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRA の説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRA プロセスの確認のため、専門家によるピアレビューの実施結果が記載されていることを確認。</p> | <p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能とした PRA の実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRA の説明における参照事項」（平成 25 年 9 月原子力規制庁）の記載事項への対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 申請者が実施した上記の PRA のプロセスが最新の知見を踏まえているかについて説明を求めた。その結果、申請者の評価手法及びその技術的根拠は日本原子力学会の実施基準に基づいていること、専門家によるピアレビューを実施していることから、標準的な手法に則って実施されていると判断した。</p> |

| | 事故シーケンスグループ | 重要事故シーケンス | 選定理由 |
|-------------|-------------------------|------------------------------------|---|
| 炉心損傷防止対策 | 2次冷却系からの除熱機能喪失 | 主給水流量喪失+補助給水失敗 | 主給水が全喪失することで1次冷却系が早期に高温・高圧状態となる事象であり、特に「主給水流量喪失」では原子炉トリップ(蒸気発生器水位低)時点での蒸気発生器水量が少なく、「外部電源喪失」と比較して補助給水失敗時点での崩壊熱が大きく、除熱の観点でより厳しい事象となる。 |
| | 全交流動力電源喪失 | 外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失 | 全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失」のみである。 |
| | 原子炉補機冷却機能喪失 | 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA | 加圧器逃がし弁/安全弁LOCAは気相部破断であり、1次冷却材の漏えいの観点でRCPシールLOCAの方が厳しい事象である。 |
| | 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | 大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗 | 格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ原子炉格納容器内の温度・圧力上昇が早いことため余裕時間が厳しく、破断口径の大きい「大破断LOCA」は、原子炉格納容器内への冷却材の流出量が多いため、原子炉格納容器の除熱に必要な設備容量の観点で最も厳しい。 |
| | 原子炉停止機能喪失 | 原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗 | ATWS緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があるため、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい「主給水流量喪失」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失」を選定する。 |
| | ECCS注水機能喪失 | 中破断LOCA+高圧注入失敗 | 破断口径が大きい「中破断LOCA」が1次冷却材の流出量が多いため、操作(2次系強制冷却)の余裕時間及び要求される設備容量(低圧注入及び蓄圧注入)の観点で厳しい。 |
| | ECCS再循環機能喪失 | 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗 | 1次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替までの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が大きくなることを踏まえ「大破断LOCA」を選定する。 |
| | 格納容器バイパス | IS-LOCA及び蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗 | 格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、両方のシーケンスを選定する。 |
| 格納容器破損防止対策 | 格納容器破損モード | PRAの過程で選定された評価事故シーケンス※ | 選定理由 |
| | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧) | 大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 | 破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されないAEDから選定する。AEDのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 |
| | 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温) | 外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失 | 原子炉容器破損時に溶融炉心が高圧で原子炉格納容器内に分散することで原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないTEDから選定する。TEDのうち1次冷却系が高圧となり溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。さらに、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮する。 |
| | 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | 外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失 | 1次冷却系が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器直接加熱が抑制されないTEDから選定する。TEDのうち1次冷却系が高圧となり溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。 |
| | 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 | 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 | 破断規模が大きく事故進展が速いため、原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないAEWから選定する。AEWのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。事象進展を早める観点で高圧注入失敗を考慮する。原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、代替格納容器スプレイによる注水を想定する。 |
| | 水素燃焼 | 大破断LOCA+低圧注入失敗 | 破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事故進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるAEIから選定する。AEIのうち事故進展の早い大破断LOCA+低圧注入失敗を選定する。 |
| | 溶融炉心・コンクリート相互作用 | 大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 | 破断規模が大きく、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されないAEDから選定する。AEDのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 |
| 運転停止中炉心燃料損傷 | 事故シーケンスグループ | 重要事故シーケンス | 選定理由 |
| | 崩壊熱除去機能喪失 | 余熱除去機能喪失 | 余熱除去系及び原子炉補機冷却系の故障は、事故進展が同じであるため、余裕時間の観点から、代表として余熱除去系の故障により余熱除去機能が喪失する事象を選定する。 |
| | 全交流動力電源喪失 | 外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失 | 全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。 |
| | 原子炉冷却材の流出 | 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 | いずれのシーケンスも原子炉冷却材の流出事象であり、1次冷却材の流出流量が大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を選定する。 |

| | | | |
|--|---------|---------|---------------------------------|
| | 反応度の誤投入 | 反応度の誤投入 | 反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。 |
| ※ 有効性評価における評価事故シーケンスでは、事象進展をより厳しくする観点などから、PRAで選定された評価事故シーケンスに複数の機能の喪失の重畳を考慮している。 | | | |

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

| | |
|----------------------|---------|
| 1. はじめに | 付録 2-2 |
| 2. 評価温度及び圧力の設定 | 付録 2-3 |
| 3. 健全性確認 | 付録 2-4 |
| 4. 結論 | 付録 2-10 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価）

1. はじめに

有効性評価ガイドは、以下に示すとおり、1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界温度又は限界圧力を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すことを求めている。大飯発電所3号炉及び4号炉においては、原子炉格納容器の評価温度及び評価圧力（以下「限界温度、限界圧力」という）をそれぞれ 200℃、2Pd（0.784MPa[gage]、Pd：最高使用圧力（0.392MPa[gage]））としていることから、当該環境においても原子炉格納容器は閉じ込め機能を満足することの根拠と妥当性を確認する。

（有効性評価ガイド）

（炉心の著しい損傷の防止）

1-6 上記1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

1-3 上記1-2 の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2 倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

（原子炉格納容器の破損の防止）

2-3 上記2-2 の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

2. 評価温度及び圧力の設定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯） |
|---|---|
| <p>有効性評価の結果を踏まえ、評価温度及び圧力は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものであるか。</p> <p>(i) 限界温度・圧力は重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を包絡するものであるかを確認する。</p> <p>① 重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する限界温度及び限界圧力の設定値を確認。</p> | <p>(i) 限界圧力及び限界温度は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 大飯3・4号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約144℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.43MPa[gage]であり、その後、圧力、温度は緩やかに低下することを確認した。</p> <p>② 上記①の結果を踏まえ、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価温度及び圧力を200℃、2Pd（0.784MPa[gage]）として設定することを確認した。</p> |

3. 健全性確認

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯） |
|--|---|
| <p>限界温度・圧力の根拠と妥当性を確認するに当たり、評価対象、機能喪失要因及び評価方法は適切か。</p> <p>(1) 放射性物質の閉じ込め機能の確保の観点から、限界圧力・温度の環境下において健全性を確認する対象が明らかになっているかを確認。</p> <p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかを確認する。</p> <p>① 過去の事故事例も踏まえ、原子炉格納容器の健全性確認における評価対象の抽出に係る考え方を確認。</p> <p>② 評価対象とした原子炉格納容器バウンダリの構成部を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器バウンダリ構成部の構造が図示されていることを確認。</p> | <p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 放射性物質の閉じ込め機能を確認するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要があること、さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏洩要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要があるとしていることを確認した。以上より、原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスとなる可能性がある開口部及び貫通部の構成品並びにガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部を評価対象としていることを確認した。</p> <p>② 上記①の考え方を踏まえ、以下を評価対象部位として挙げていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体 b. 機器搬入口 c. エアロック d. 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通配管 ・ スリーブ ・ 端板 ・ 閉止フランジ ・ 閉止板 e. 電気配線貫通部 f. 原子炉格納容器隔離弁 <p>③ <添付十：第2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図>において、上記②で挙げた原子炉格納容器本体やエアロック、原子炉格納容器隔離弁等が図示されていることを確認した。</p> |
| <p>(2) 評価対象部位の想定される機能喪失要因は明らかにされているか。機能喪失要因のスクリーニング結果は妥当か。</p> <p>(i) (1)(i)②で挙げられた評価対象部位の機能喪失要因を確認する。</p> <p>① 機器喪失要因として、材質や構造、使用条件、設置状況等を踏まえた破壊モードが示されていることを確認。</p> <p>② 上記①から、各評価対象部位に選定した機能喪失要因と、その選定理由が示されていることを確認。また、選定された以外の要因については考慮が不要である根拠が示されていることを確認。</p> | <p>(i) 評価対象部位における機能喪失要因は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 機器喪失要因となる破壊モードについて、以下が挙げられていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 延性破壊 ・ 座屈（構造部） ・ 変形 ・ 高温劣化（シール部） ・ 脆性破壊 ・ 疲労破壊 ・ 付着力低下（エポキシ樹脂） ・ 変形（Oリング） ・ 変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材） <p>② 上記①で挙げられた機能喪失要因について、各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由については表1のとおりであり、以下に各評価部位で選定された機能喪失要因が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯) |
|--|---|
| | <p>延性破壊</p> <p>b. 機器搬入口 延性破壊、座屈 (構造部)、変形、高温劣化 (シール部)</p> <p>c. エアロック 延性破壊 (構造部)、変形、高温劣化 (シール部)</p> <p>d. 配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通配管 延性破壊 ・ スリーブ 延性破壊 ・ 端板 延性破壊 ・ 閉止フランジ 延性破壊 (フランジ)、シール能力不足 (ガスケット) ・ 閉止板 延性破壊 <p>e. 電気配線貫通部 付着力低下 (エポキシ樹脂)、変形 (Oリング) 延性破壊</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁 変形 (弁箱、弁体、ゴム系シール材)</p> |
| <p>(3) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準は妥当か。</p> <p>(i) 構造健全性で用いる評価手法と評価対象部位の分類方法を確認する。</p> <p>① 評価で参照する実験結果や規格を確認。</p> <p>② 評価方法による評価対象機器の分類を確認。</p> <p>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかを確認。</p> | <p>(i) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 評価で参照する実験結果や規格は以下の3つであることを確認した。</p> <p><u>実験結果</u>：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電力会社等による共同研究等での試験結果による評価 <p><u>規格</u>：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価 ・ 設計・建設規格の準用等による評価 <p>② 評価方法による評価対象機器の分類は、以下に示す「第図1 評価方法による評価対象機器の分類」に示されており、選定された評価対象機器は、図1のフローにしたがって分類されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯) |
|-------------|---|
| | <div style="text-align: center;"> <p>第1図 評価方法による評価対象機器の分類</p> </div> <p>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p><u>電共研等での試験結果による評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ プレストレストコンクリート製格納容器 (PCCV) は複雑な構造であるため、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。また、実験による検証を行ったうえで、解析評価を行っていることを確認した。評価における PCCV を構成するテンドン、鉄筋コンクリート及びライナの許容値については、実験により構造特性を評価していることを確認した。 ・ 機器搬入口 (シール部) 及びエアロック (シール部) の機能劣化要因である変形、高温劣化については、シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき、判定基準「漏えい無し」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 電線貫通部 (シール部) の機能劣化要因であるエポキシ樹脂付着力低下、Oリング変形については、実機を模擬した検証試験結果に基づき、判定基準「漏えい無し」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ ゴムダイヤフラム弁 (シール部) の機能劣化要因である変形については、EP ゴムの材料加速試験結果、空調用バタフライ弁の蒸気漏洩試験に基づき、判定基準「漏えい無し」にて評価を実施するとしていることを確認した。 <p><u>設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通配管の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法に基づき、判定基準「PPC-3530 の許容値を満足する」ことにより評価を実施するとしていることを確認した。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯） |
|-------------|--|
| | <ul style="list-style-type: none"> ・ 端板の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、既工事計画認可申請書で実績のある評価式に基づき、判定基準「PVB-3112 の許容値(3S)を満足する」ことにより評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 閉止板の機能喪失要因である延性破壊については、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し、200℃、2Pd に対する必要板厚の算定に基づき、判定基準「設計上の厚さが必要板厚を上回る」ことにより評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 電線貫通部（構造部）の機能喪失要因である延性破壊については、①本体、端板について、設計・建設規格 PVE-3230, 3410 に準拠し、判定基準「設計上の厚さが必要板厚を上回る」ことにより評価を実施するとしていること、②端板のリガメント部に発生する応力について、既工事計画認可申請書評価結果を用いて 200℃、2Pd に対する発生応力・許容応力の換算評価を実施し、判定基準「発生応力が許容値を満足する」ことにより評価を実施するとしていることを確認した。 ・ ゴムダイヤフラム弁の機能喪失要因である変形については、ゴムダイヤフラム弁の強度評価を、設計・建設規格に規定されている許容圧力をもとに、判定基準「2Pd が 200℃における許容応力以下」であることにより、評価を実施するとしていることを確認した。 <p><u>設計・建設規格の準用等による評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器搬入口の機能喪失要因である①座屈（蓋）、②延性破壊（取付部、ボルト）については、①蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容圧力を算定し、判定基準「①蓋板において許容圧力が 2Pd を上回る」こと、②原子炉格納容器の歪みによる強制変位が顕著に作用する取付部について、既工事計画認可申請書等と同様のモデルにより発生する応力強さ（一次＋二次応力）が、判定基準「発生する応力が 200℃における Su 以下」あることを評価するとしていることを確認した。 ・ エアロックの機能喪失要因である延性破壊については、既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定し、判定基準「隔壁の $2/3Su \times \alpha$（形状係数）相当の応力が発生する時の圧力が 2Pd を上回る」ことを評価するとしていることを確認した。また、原子炉格納容器の歪みによる強制変位が顕著に作用する取付部について、既工事計画認可申請書等と同様のモデルにより発生する応力強さ（一次＋二次応力）が、判定基準「発生する応力が 200℃における Su 以下」あることを評価するとしていることを確認した。 ・ スリーブの機能喪失要因である延性破壊については、代表スリーブについて、原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で応力を算定し、許容値は設計・建設規格及びコンクリート製原子炉格納容器規格を準用し、200℃における許容値を満足することを評価するとしていることを確認した。 ・ 閉止フランジの機能喪失要因である①延性破壊（フランジ）、②シール能力不足（ガスケット）による漏えいについて、①レーティング設計の耐圧能力を確認し、判定基準「①レーティング設計の耐圧能力が 2Pd を上回る」こと、②シールするために必要な締付圧力により必要圧縮量を評価するとともにガスケットに対する放射線の影響及び熱劣化を評価し、判定基準「②管理圧縮量が必要圧縮量を上回る、材質の放射線劣化及び耐温度」を評価するとしていることを確認した。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯） |
|--|--|
| <p>(4) 各評価対象の評価結果は判定基準を満足しているか。</p> <p>(i) 上記(3)で示した評価方法に基づき、各評価対象は判定基準を満足していることを確認する。</p> | <p>(i) 各評価対象は判定基準を満足していることを以下のとおり確認した。</p> <p>大飯3・4号炉原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pd の環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認した。（以下、「表2 評価結果まとめ」を参照。）</p> |

表2 評価結果まとめ

| 評価対象 | 評価点 | 評価式 | 評価条件 | 評価値*1 | 判定値 | 評価結果 |
|----------------|---------|-----------|-------------|---------------------------|----------------------------|-----------------------|
| 原子炉格納容器 本体 | ライナ | 代表プラント | 200℃ 2Pd | 約6% (歪) | 10% (歪) 以下 | 破断せず |
| | テンドン | | | 約0.6% (歪) | 1.0% (歪) 以下 | 破断せず |
| | 鉄筋 | | | 約0.2% (歪) | 1.5% (歪) 以下 | 破断せず |
| 機器搬入口 | 取付部 | 工認手法 | 200℃ 2Pd | 266MPa (一次+二次応力) | 422MPa 以下 (Su) | 破断、座屈せず/ シール機能維持*2 |
| | 蓋板 | 機械工学便覧 | 200℃ | 2.74MPa[gage] (許容座屈圧力) | 0.784MPa[gage]以上 (2Pd) | |
| | 取付ボルト | 代表プラント値換算 | 300℃ 2Pd | 424MPa (一次+二次応力) | 860MPa 以下 (Su) | |
| エアロック | 取付部 | 工認手法 | 200℃ 2Pd | 258MPa (一次+二次応力) | 422MPa 以下 (Su) | 破断せず/ シール機能維持*2 |
| | 隔壁部 | 工認手法 | 200℃ | 1.19MPa[gage] (許容圧力) | 0.784MPa[gage] 以上 (2Pd) | |
| 貫通配管 | 同左 | PPC-3530 | 200℃ 2Pd | 224MPa (一次+二次応力) | 232MPa 以下 (Sa) | 破断せず |
| スリーブ | アンカフランジ | 工認手法 | 200℃ 2Pd | 117MPa (一次応力) | 312MPa 以下 (1.5×F/1.3) | 破断せず |
| 端板 | 配管取付部 | 工認手法 | 200℃ 2Pd | 101MPa (一次+二次応力) | 366MPa 以下 (3S) | 破断せず |
| 閉止フランジ | 同左 | レーティング設計 | 200℃ | 1.32MPa[gage]*5 | 0.784MPa[gage] 以上 (2Pd) | 破断せず/ シール機能維持*4 |
| 閉止板 | 同左 | PVE-3410 | 200℃ 2Pd | ■mm (実物厚さ) | 14.2mm 以上 (計算上必要板厚) | 破断せず |
| 電線貫通部 | 端板 | PVE-3410 | 200℃ 2Pd | ■mm (実物厚さ) | 14.4mm 以上 (計算上必要板厚) | 破断せず/ シール機能維持*5 |
| 原子炉格納容器 隔離弁 | 弁箱 | レーティング設計 | 200℃ | 1.46MPa[gage]*5 | 0.784MPa[gage] 以上 (2Pd) | 破断せず/ シール機能維持*5 |

*1: 複数評価している項目は最も厳しい値を記載

*2: フランジ隙間許容値以下を確認

*3: 呼び圧力により標準化された設計による 200℃での許容圧力

*4: ガasket管理圧縮量が必要圧縮量以上を確認

*5: 電共研検証結果により確認

枠囲いの内容について、申請者は、商業機密のため、非公開としている。

4. 結論

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器内部に設置されている貫通部等は限界圧力・温度の環境下においても閉じ込め機能を維持できる結果となっているか。</p> <p>(i) 1.～3.の内容を踏まえ、原子炉格納容器は限界温度・圧力の環境下においても機能を維持できることを確認。</p> | <p>発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。</p> <p>設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(i)の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること(※)。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。(水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること)</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拵がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>上記の評価項目(a)及び(b)において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこととしている。</p> <p>申請者は、上記の評価項目(a)及び(b)について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能をj確認する評価圧力(以下「限界圧力」という。)及び評価温度(以下「限界温度」という。)を定めている。具体的には、プレストレストコンクリート製格納容器(以下「PCCV」という。)を構成するライナプレート、鉄筋及び tendon (鋼線)並びに実機条件下でリークパスとなる可能性があると考えられる機器搬入口、エアロック、配管貫通部等を対象とした健全性評価等により設定の根拠と妥当性が確認された値である最高使用圧力の2倍(2Pd)、200℃としている。</p> <p>以上のことから、規制委員会は、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。</p> <p>具体的には、大飯3・4号炉原子炉格納容器(PCCV)本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、原子炉格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下において構造健全性を有していること、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部について、200℃、2Pdの環境下での機能を維持できることから、原子炉格納容器は限界温度・限界圧力の環境下においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> |

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(1/2)

凡例
 ○：機能喪失要因として評価を実施
 ×：機能喪失要因として考慮するが、除外可能な理由がある
 -：対象外

| | 構造体など | | | | | シール部など | | | | |
|---------------|--|---|-----------------------|----------------------|----------------------|----------------------------|--------------------|-------------------|--------------|----------------|
| | 延性破壊 | 座屈 | 変形 | 脆性破壊 | 疲労破壊 | 高温劣化 (シール部) | シール能力不足 (ガスケット) | 付着力低下 (エポキシ樹脂) | 変形 (Oリング) | 変形 (弁箱、弁体他) |
| 原子炉格納容器 本体 | ○ 高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形を伴う延性破壊が考えられる | × 圧縮力がCV本体に作用しない | - | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | - | - | - | - | - |
| 機器搬入口 | ○ CV内圧により発生するCV円筒部の内圧変形に伴う強制変位及びCV内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる | ○ 球殻形状である蓋は、蓋板厚に対し蓋板内半径が大きく、高温状態でCV内圧を受けるため座屈が考えられる | ○ フランジ部の変形が考えられる | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | ○ 高温劣化によるシール機能の低下が考えられる | - | - | - | - |
| エアロック | ○ 高温状態でCV内圧を受け、過度な塑性変形を伴う延性破壊が考えられる | × 有意な圧縮力がエアロックに生じない | ○ 扉の変形が考えられる | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | ○ 高温劣化によるシール機能の低下が考えられる | - | - | - | - |
| 配管貫通部 | 貫通配管 | ○ 200°C、2Pdの環境下ではCVは大きく変形し貫通配管にはこれに伴う過度な曲げ荷重が発生することによる延性破壊が考えられる | × 圧縮力が貫通配管に作用しない | - (延性破壊で評価) | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | - | - | - | - |
| | スリーブ | ○ 高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形を伴う延性破壊が考えられる | × 圧縮力に対して十分な剛性を有する | - (延性破壊で評価) | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | - | - | - | - |
| | 端板 | ○ 端板は配管と固定されており配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせること、CV内圧が作用 | - | - (延性破壊で評価) | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | - | - | - | - |

| | | | | | | | | | | |
|--|------------------|--|--|--|--|--|--|--|--|--|
| | することから延性破壊が考えられる | | | | | | | | | |
|--|------------------|--|--|--|--|--|--|--|--|--|

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由 (2/2)

| | | 構造体など | | | | | シール部など | | | | |
|------------|--------|--|----------------|--|----------------------|-------------------|----------------|------------------------------|----------------------------------|---------------------------|--|
| | | 延性破壊 | 座屈 | 変形 | 脆性破壊 | 疲労破壊 | 高温劣化 (シール部) | シール能力不足 (ガスケット) | 付着力低下 (エポキシ樹脂) | 変形 (Oリング) | 変形 (弁箱、弁体他) |
| 配管貫通部 | 閉止フランジ | ○ レーティング設計の耐圧能力を確認する | × 圧縮力が作用しない | × CV内圧が作用するがレーティング設計がなされており1.03MPa[gage]の耐圧能力を有している | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | — | ○ ガスケットへの圧力負担増による漏えいの懸念あり | — | — | — |
| | 閉止板 | ○ CV内圧が作用するため、一次応力(曲げ応力)が生じ、延性破壊が想定される。 | — | — | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | — | — | — | — | — |
| 電線貫通部 | | ○ 本体及び端板は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が考えられる | × 圧縮力が生じない | — (延性破壊で評価) | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | — | — | ○ エポキシ樹脂の接着力の低下によるリーク発生が考えられる | ○ Oリング変形によるリーク発生が考えられる | — |
| 原子炉格納容器隔離弁 | | — | × 圧縮力が生じない | — (変形(弁箱、弁体他)で評価) | × 脆性破壊が生じる温度域ではない | × 繰り返し荷重が作用しない | — | — | — | — | ○ 高温状態で内圧を受けることによる過度な変形(一次応力)が想定される |

解析コード

| | |
|-------------------------|---------|
| 1. はじめに | 付録 3-4 |
| 2. 有効性評価における物理現象の抽出 | 付録 3-5 |
| 2. 1 炉心損傷防止 | 付録 3-5 |
| 2. 2 格納容器破損防止 | 付録 3-5 |
| 2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 | 付録 3-6 |
| 3. 抽出された物理現象の確認 | 付録 3-7 |
| 4. 適用候補とするコード | 付録 3-7 |
| 5. 有効性評価に適用するコードの選定 | 付録 3-7 |
| 6. 選定されたコードの有効性評価への適用性 | 付録 3-9 |
| 6. 1 M—RELAP5 | 付録 3-9 |
| (1) 重要現象の特定 | 付録 3-9 |
| (2) 解析モデル | 付録 3-9 |
| (3) 妥当性確認 (実験解析等) | 付録 3-10 |
| (4) 不確かさ評価 (感度解析等) | 付録 3-11 |
| (5) まとめ | 付録 3-11 |
| 6. 2 SPARKLE—2 | 付録 3-13 |
| (1) 重要現象の特定 | 付録 3-13 |
| (2) 解析モデル | 付録 3-13 |
| (3) 妥当性確認 (実験解析等) | 付録 3-13 |
| (4) 不確かさ評価 (感度解析等) | 付録 3-14 |
| (5) まとめ | 付録 3-15 |
| 6. 3 MAAP | 付録 3-17 |
| (1) 重要現象の特定 | 付録 3-17 |
| (2) 解析モデル | 付録 3-17 |
| (3) 妥当性確認 (実験解析等) | 付録 3-18 |
| (4) 不確かさ評価 (感度解析等) | 付録 3-19 |
| (5) まとめ | 付録 3-20 |
| 6. 4 GOTHIC | 付録 3-22 |
| (1) 重要現象の特定 | 付録 3-22 |
| (2) 解析モデル | 付録 3-22 |
| (3) 妥当性確認 (実験解析等) | 付録 3-22 |
| (4) 不確かさ評価 (感度解析等) | 付録 3-23 |
| (5) まとめ | 付録 3-23 |
| 6. 5 COCO | 付録 3-25 |
| (1) 重要現象の特定 | 付録 3-25 |

| | |
|--------------------------|---------|
| (2) 解析モデル | 付録 3-25 |
| (3) 妥当性確認 (実験解析等) | 付録 3-25 |
| (4) 不確かさ評価 (感度解析等) | 付録 3-26 |
| (5) まとめ | 付録 3-26 |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録3 有効性評価で使用した解析コード）

1. 要求事項

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」及び「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」は、有効性評価の手法として、①実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデル（コード）を用いること、②不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮することを求めている。

審査にあたっては、まず有効性評価で扱う事故シーケンスの解析で重要となる物理現象を正確に取り扱える解析コードを選定する必要がある。この審査のために①有効性評価における物理現象の抽出、②抽出された物理現象の確認（国内外の基準を用いて、抽出漏れが無いかどうかを確認）、③適用候補とするコードの選定、④有効性評価に適用するコードの選定（各コードの特性を比較し、対象となる物理現象に最適なものを選定）という流れで審査を行う。次に、選定されたコード毎に、⑤解析対象とする物理現象に対する解析精度の検証が行われているかの確認、⑥検証範囲を超えて使用する場合には、感度解析や同種他コードとの比較による不確かさ評価が行われているかの確認、という観点で審査する。

1. はじめに

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(i) 有効性評価に使用するコードの検証方針を確認する。</p> <p>① 有効性評価での使用に特化して検証する方針であることを確認 (例：信頼性が高い汎用コードであっても、ベンチマークなどの検証範囲に有効性評価の使用条件が含まれることを確認する必要がある)。</p> <p>② 有効性評価に使用する主要コードのうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードと原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードの各々について検証方針が示されていることを確認。</p> | <p>① <添付十：6.9参考文献(1)「MHI-NES-1064 改1「三菱PWR重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」三菱重工業、平成28年」> (以下「参考文献」という。)の「1. はじめに」の部分に、事故シーケンスグループ等毎に、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定 (第2章)、階層構造分析の手法を参考に、第2章で抽出された物理現象が必要十分なものであることを確認 (第3章)、有効性評価において適用候補となるコードの検討 (第4章)、事故シーケンスグループ等毎に解析する上で必要な物理現象について必要なモデルを備えているかの検討、および有効性評価で用いるコードの選定 (第5章)、選定されたコード毎に申請解析で対象とする具体的な事故シーケンス等の有効性評価に対する適用性の確認 (第6章)、という構成で検証を行う方針であり、有効性評価での使用に特化して検証する方針であることを確認した。</p> <p>② 解析コードのうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点を従として審査を行う。他方、原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による検証が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当すると見なし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の妥当性の確認が行われているかという観点を主とした審査を行う。</p> |

2. 有効性評価における物理現象の抽出

2. 1 炉心損傷防止

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(i) 炉心損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p> | <p>① 炉心損傷防止の評価で扱う事故シーケンス (2次冷却系からの除熱機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉格納容器の除熱機能喪失、原子炉停止機能喪失、ECCS注水機能喪失、ECCS再循環機能喪失、格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)、格納容器バイパス (蒸気発生伝熱管破損)) について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心 (核、燃料、熱流動) ・ 1次冷却系 ・ 加圧器 ・ 蒸気発生器 ・ 格納容器 <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p> |

2. 2 格納容器破損防止

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(i) 格納容器破損防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である格納容器バウンダリ圧力・温度、放射性物質の総放出量、原子炉冷却材圧力、溶融炉心の侵食量、格納容器内の水素濃度等を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p> | <p>① 格納容器破損防止の評価で扱う格納容器破損モード (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用) について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器 ・ 原子炉容器 (炉心損傷後) ・ 格納容器 (炉心損傷後) <p>の カテゴリ毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p> |

2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(i) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p> | <p>① 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で扱う事故シーケンスの中で、解析コードを用いた評価を行うもの（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心（核、燃料、熱流動） ・ 1次冷却系 ・ 加圧器 ・ 蒸気発生器 ・ 格納容器 <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p> |

3. 抽出された物理現象の確認

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>(i) 2. で抽出された物理現象に抽出漏れがないかのチェックを行っていることを確認</p> <p>① 国内外の基準 (日本原子力学会の「統計安全評価の実施基準: 2008」等) で推奨されている分析手法を用いて、2. で選択された物理現象以外に抽出すべきものがないかどうかを検討していることを確認。</p> | <p>① 米国NRCや日本原子力学会標準委員会が推奨するEMDAP (Evaluation Model and Assessment Process) に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、抽出した物理現象と輸送プロセスの関係を整理し、対応する物理現象がないものについて検討した結果、新たに抽出すべき物理現象がないことを判断していることを確認した。また、炉心損傷後の物理現象に関しては、EURSAFEプログラム (2001~2003) で作成されたPIRTと、抽出された物理現象の対応関係を整理し、抽出されなかった物理現象について、有効性評価解析を実施する上で新たに抽出する必要がない理由を説明していることを確認した。</p> |

4. 適用候補とするコード

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(i) 有効性評価に使用する候補となるコードの選定が妥当であることを確認</p> <p>① 選定されたコードの各々について、機能の概要及び安全性評価への使用実績を示していることを確認。</p> <p>② 代表的なコードであっても、機能上の制限で使用が適切でないとの理由で候補から除外する場合には、その理由が具体的に説明されていることを確認。</p> | <p>① 適用候補とするコード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MARVEL ・ SATAN-M (関連コード含む) ・ SATAN-M (Small LOCA) (関連コード含む) ・ COCO ・ M-RELAP5 ・ SPARKLE-2 ・ MAAP ・ GOTHIC <p>(ただし、炉心動特性や燃料・炉心熱流動特性のみを評価対象とするコードは除く) の各々について、その機能の概要と安全評価への使用実績について記載されていることを確認した。</p> <p>② LOFTRANコードについては、MARVELと取り扱う保存式や機能が同等であることから、RETRANについては基礎式、解法、モデルがRELAP5 (M-RELAP5の原型版) とほぼ同等であることから、候補から除外したことを確認した。また、MELCORIについては、商用が認められていないことから、THALES2、ASTEC、SCDAP/RELAP5については、開発段階あるいは研究目的の位置づけが強いという理由で、候補から除外したことを確認した。</p> |

5. 有効性評価に適用するコードの選定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(i) 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応表から、事象毎に最適なコード (及び組み合わせ) を選定していることを確認。</p> <p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析で考慮すべき物理現象を扱う解析モデルを備えているかについて、対応表を作成していることを確認。</p> <p>② ①の対応表を基に、候補としたコード間で総合的に比較評価を行</p> | <p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析対象となるすべての事故シーケンスや格納容器破損モードにおいて必要となる解析モデルを備えているかを、整備状況に応じて3段階で評価した結果を対応表の形でまとめていることを確認した (参考文献 5. 有効性評価に適用するコードの選定 表5-1~17「抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応」)。</p> <p>② 上記の対応表を基に、コードの中で最も整備状況が良好なものを選定していることを確認した。なお、M-RELAP5とMAAPについては、いくつかの事故シーケンスや格納容器破損モードを対象とする評価で選択の余地が残るが、M-RELAP5は大破断LOCAを伴う事象に適さないことからMAAPを選択するなど、選択理由について記載されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>い、その中で最適と客観的に判断できるコードが有効性評価の対象とする事故シーケンス毎に選定されていることを確認。</p> | <p>有効性評価で使用する解析コードの選択結果が以下の通りであることを確認した。</p> <p>（1）炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起因事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」、「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）」の評価については、2次冷却系も含めて炉心の冷却状態の解析が可能なM-RELAP5を使用している。また、「全交流動力電源喪失」の評価においては原子炉格納容器内圧が有意に上昇するため、M-RELAP5に加えて、原子炉格納容器内雰囲気解析が可能なCOCOを併用している。 ・ 起因事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の冷却状態に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能なSPARKLE-2を使用している。 ・ 炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態が有意な影響を及ぼす「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態と原子炉格納容器の状態の相互作用を解析可能なMAAPを使用している。 <p>（2）格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの格納容器破損モードについても、炉心及び原子炉格納容器の状態の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の熔融炉心挙動及び核分裂生成物（以下「FP」という。）挙動に関するモデルを有するMAAPを使用している。また、「水素燃焼」の評価については、MAAPは格納容器内空間を3次元で模擬できずドーム部内の空間分布評価には適さないこと、水素の発生量をガイドの条件に設定することから、MAAPに加えて、水素の区画間の移行等を解析可能なGOTHICを使用している。 <p>（3）運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの事故シーケンスグループについても、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下を解析可能なM-RELAP5を使用している。 |

6. 選定されたコードの有効性評価への適用性

6. 1 M—RELAP5

(1) 重要現象の特定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p> | <p>① 参考文献—第1部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p> |

(2) 解析モデル

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p> | <p>① 解析コードの主要な機能としては、M-RELAP5は、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性 (1点炉近似) 等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡・事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである」としていることを確認した。また、解析モデルについては、炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び1次冷却系の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、原子炉熱流動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 保存則 ・ 流動様式 (垂直流、水平流) ・ 炉心ボイドモデル ・ 壁面熱伝達 ・ 蓄圧タンクモデル ・ 破断流モデル/臨界流モデル (破断口からの臨界流、加圧器の弁からの臨界流、主蒸気の弁からの臨界流) <p>について、炉心燃料については、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料棒表面熱伝達モデル ・ 崩壊熱モデル ・ ジルコニウム-水反応モデル ・ 被覆管の変形モデル ・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。また、現状で最新の知見に基づく代表的な同種の解析コードと比較しても、同等以上のレベルであることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国において、US-APWRの安全解析 (小破断LOCA) に適用している。 ・ 本コードがベースとしているRELAP5は、欧米においてNon-LOCA、LOCA (大小の双方を含む。) の安全解析への適用例がある。 |

(3) 妥当性確認 (実験解析等)

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p> | <p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p> |
| <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等 (計算ベンチマークでも可) を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 実機解析条件と検証解析条件 (スケール等) の差異について考慮し、検証結果に適切に反映していることを確認。</p> <p>③ 炉心水位の不確かさ評価においては、圧力条件の違いを考慮し、運転時と炉停止時 (大気圧条件) に分けて各々検証が行われていることを確認。</p> <p>④ LOCA 事象での破断流量については、管の長さが相対的に短く、熱的に非平衡な状態で流出する場合を想定して不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>⑤ 1次冷却系のフィードアンドブリード時の解析については、加圧器サージ管へ流入する流体の解析モデルが1次冷却系圧力に対して保守側評価 (流出蒸気量を少なく評価) となるように設定されていることを確認。</p> | <p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における重要現象のモデル (燃料棒表面熱伝達モデル、ボイドモデル、流動様式) については、ORNL/THTF 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験、PKL/F1.1 試験の解析結果により検証している。また、大気圧条件における炉心水位については、Winfrieth/THEtis 試験の解析結果により検証している。 ・ 1次冷却系における重要現象のモデル (自然循環時の壁面熱伝達モデル、冷却材放出時の破断流モデル、気液分離・対向流の流動様式、沸騰時の2流体モデル及び壁面熱伝達モデル、ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル、ECCS 蓄圧タンクの非凝縮性ガス) については、PKL/F1.1 試験、Marviken 試験、美浜2号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験の解析結果により検証している。 ・ 加圧器における重要現象のモデル (気液熱非平衡及び水位変化の2流体モデル、冷却材放出時の臨界流モデル) については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験の解析結果により検証している。 ・ 蒸気発生器における重要現象のモデル (1次側・2次側の壁面熱伝達モデル、2次側水位変化・ドライアウトの2流体モデル) については、ROSA/LSTF SB-CL-39 試験、PKL/F1.1 試験、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析結果により検証している。 ・ 不確かさ評価としては、LOCA 時における炉心水位について、事故時条件と大気圧条件のそれぞれについて評価している。また、LOCA 時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保している。 <p>② 炉心水位 (沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流)、燃料棒表面熱伝達、冷却材流量変化 (自然循環時)、リフラックス冷却 (1次系の気液分離・対向流)、1次系からの冷却材放出、加圧器の気液熱非平衡・水位変化・加圧器からの冷却材放出、強制注入系特性・蓄圧タンク注入特性、1次側・2次側の熱伝達、2次側水位変化・ドライアウトの各物理現象について、検証に使用した実験と実機条件の違いについて分析し、検証で得られた結論が実機条件にも適用が可能であることを説明していることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、M-RELAP5 が ORNL/THTF 試験の二相水位の測定値を最大で 0.3m 低めに評価したことから、事故時の炉心水位及び炉心露出に関しては保守側に評価するとした。さらに、膜沸騰熱伝達モデルの特性により、燃料棒表面の熱伝達率が最大で 40%程度低く予測する傾向があり、被覆管温度を高めにより予測するとした。また、事故時に加え、大気圧条件の余熱除去系停止時の水位については、ORNL/THTF の試験条件が 4MPa 以上の高圧に限定されているため、余熱除去系停止時に想定される大気圧付近の条件下で沸騰状態にある炉心水位の不確かさ評価として、EPRI モデルの同条件下での炉心ボイド率の不確かさから推定した結果、平均ボイド率が約 0.5 の時に、同条件下での二相水位の不確かさが±10%程度あり、これを有効性評価において不確かさとして考慮していることを確認した。</p> <p>④ 申請者は、LOCA 事象における破断流量について、Marviken 試験解析により、計算値と測定値の差はサブクール臨界流で±10%程度、二相臨界流で-10%~+50%程度の範囲に収まっているとしていた。これについて、特に L/D (長さ/内径比) の小さい条件で熱的に非平衡な状態で配管から流出する場合には、M-RELAP5 の臨界流モデルで解析誤差が増大すると予想されることから、その影響について説明を求めた。申請者は ECCS 注水機能喪失事象を対象とした破断面積のスペクトル解析を実施するとともに、破断面積・流量の不確かさの影響を包絡した破断サイズを使用することにより、解析の保守性を確保していると説明した。申請者は、本コードを同事象の有効性評価に</p> |

| | |
|--|---|
| | <p>使用する際に、破断面積のスペクトル解析を実施することとした。</p> <p>⑤ 申請者は、1次冷却系の減圧及び注水（1次冷却系のフィードアンドブリード）における1次冷却材温度及び加圧器圧力について、LOFT L6-1試験解析により、計算値と測定値の差は1次冷却材温度で±2℃、加圧器圧力で±0.2MPaの範囲に収まっているとした。しかし、この説明の中で、「2次系からの除熱機能喪失」に対する1次冷却系のフィードアンドブリード実施時に、1次系圧力挙動と高圧注入系流量に影響を及ぼす高温側配管から加圧器サージ管へ流入する流体の解析モデルについて、加圧器サージ管へ流入する流体を、高温側配管のボイド率（約0.2）を持つ二相混合流（気泡流）で模擬することにより、蒸気相の流出を少なく評価する方法を選択したことを説明した。このようなモデル化では、気相部と液滴が同伴して流入する実際の状況より流出蒸気量が少なく計算されるため、圧力が高く評価される。よって、この選択は、炉心注水を保守側に見積もる方向であることから、申請者の選択を妥当と判断した。</p> |
|--|---|

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 不確かさ要因のひとつとして、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異を考慮し、評価結果に適切に反映していることを確認。</p> | <p>① 不確かさ評価としては、LOCA時における炉心水位について、事故時条件と大気圧条件のそれぞれについて評価していることを確認した。また、LOCA時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保していることを確認した。</p> <p>② 検証に使用した各実験について、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異について分析し、ノード分割による不確かさは、妥当性評価により得られた不確かさに包含されており、評価結果には影響がないと説明していることを確認した。</p> |
| | |

(5) まとめ

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>① 以上の確認結果から、有効性評価におけるM-RELAP5の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p> | <p>① M-RELAP5についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び1次冷却系の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 （（1）重要現象の特定、（2）解析モデル） ・ PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。（（2）解析モデル） ・ 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|
| | <p data-bbox="1121 233 2724 268">の検証方法が適用可能である。上記の重要現象に係る解析モデルについて、実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。</p> <p data-bbox="1136 279 1546 310">（（3）妥当性確認（実験解析等））</p> <p data-bbox="1092 369 2724 491">なお、不確かさ評価に先立ち、RELAP5/MOD3.3及びSKETCH-INS/TRACE5.0を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び考慮すべき主要な不確かさを確認した。そこで抽出されたものについて、不確かさ評価を行っている。（（4）不確かさ評価（感度解析等））</p> <p data-bbox="1107 506 2362 537">以上のとおり、有効性評価における申請者のM-RELAP5の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。</p> |

6. 2 SPARKLE—2

(1) 重要現象の特定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p> | <p>① 参考文献—第2部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p> |

(2) 解析モデル

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p> <p>② SPARKLE-2 のように複数の要素コードを組み合わせる評価を行う場合は、各要素コード間のインターフェイス (甲コードの計算結果を乙コードの入力に使用する等) についても適切に設計されていることを確認。</p> | <p>① 解析コードの主要な機能としては、SPARKLE-2 は、M-RELAP5 の炉心動特性を1次元炉近似から3次元動特性に変更したコードであり、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードであることを確認した。また、解析モデルについては、以下の通り確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心動特性モデル (COSMO-K コード) については、3次元動特性モデル、核定数フィードバックモデル、崩壊熱モデルの各項目について説明されており、同種の最新コードと同等以上のレベルである。 ・ 熱流動特性モデル (MIDAC コード) については、保存則 (熱流動、燃料温度)、構成式 (二相圧力損失モデル、サブクールポイドモデル、気液相対速度、被覆管表面熱伝達) の各項目について説明されており、同種の最新コードと同等以上の仕様である。 <p>本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5 がベースとしている RELAP-3D は、欧米において実績がある。 <p>② SPARKLE-2 では、熱流動コードと炉心動特性コードを組み合わせる評価を行っており、「原子炉停止機能喪失」時の1次冷却系の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、SPARKLE-2 で使用されている3つの要素コード (M-RELAP5、MIDAC、COSMO-K) で受け渡されるパラメータ (燃料実効温度、減速材温度、ほう素濃度) の取扱いについて説明されており、体系の過渡状態変化を的確にフィードバックする構成になっていることを確認した。</p> |

(3) 妥当性確認 (実験解析等)

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p> | <p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p> |

| | |
|--|--|
| <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② SPARKLE-2 のように、複数のコードを組み合わせる場合、個々のコードに分離して段階的に検証を行っていることを確認（すべてを一括して総合的に検証する場合には、個々のコードの解析誤差が相殺されて、偶然に良好な結果が得られる可能性を排除できない）。</p> | <p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック効果）については、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-III E-core 実験解析、モンテカルロコードとの比較、減速材温度係数測定検査の解析により検証している。 炉心の燃料に係る重要現象（燃料棒内温度変化）については、FINE コードとの比較、SPERT-III E-core 実験解析により検証している。 炉心の熱流動に係る重要現象のモデル（沸騰・ポイド率変化の二相流圧力損失モデル、サブクールポイドモデル、気液相対速度）については、NUPEC 管群ポイド試験の解析により検証している。 1次冷却系における重要現象のモデル（ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル）については、PKL/F1.1 試験の解析により検証している。 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の2流体モデル、冷却材放出時の二相/サブクール臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。 蒸気発生器における重要現象のモデル（1次側・2次側の伝熱管熱伝達モデル、2次側水位変化・ドライアウトの2流体モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。 <p>② 申請者は、ドップラ係数と燃料温度変化の双方が関係するドップラフィードバック効果については、実機の制御棒引抜き事象を模擬した総合的な試験であるSPERT-III E-core 実験解析において、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」よりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を示したとしていたが、当実験が検証に足るだけの精度が見込めないことと、当実験のようにすべての現象を一括した形で検証すると、個々の物理現象の誤差が相殺される懸念があることから、①に示すように、SPARKLE-2を構成する個々のコード毎に、その機能の検証に適した実験を選定して検証を行い、誤差を積み上げることにより総合的な誤差評価が行われていることを確認した。</p> |
|--|--|

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 不確かさ評価においては、炉心の燃料組成や燃焼度変化など運転状</p> | <p>① 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡変化に伴う原子炉圧力評価に対して影響が大きいと思われる減速材温度係数初期値、ドップラ温度係数について、減速材温度係数測定検査の解析による妥当性確認や感度解析による不確かさ評価を行っている。また、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡する根拠として、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析により確認している。</p> <p>② 申請者は、減速材温度フィードバック効果（減速材温度係数）については、連続エネルギーモンテカルロコード解析結果との比較による検証において、種々の燃料タイプ及び燃焼度に対して、「原子炉停止機能喪失」で発生する減速材温度及びほう素濃度の範囲で両者の結果は概ね一致するとした。しかし、これらの結果を示すために実施した減速材温度係数初期値を所定の値に設定するために、ほう素濃度を人為的に調整して解析を行っている。これに対し、従来手法（一点炉近似コード）との解析結果の比較や代表的な「原子炉停止機能喪失」での感度解析を踏まえて、当該手法で減速材温度係数初期値をパラメータとした解析が行えるとしていることを確認した。また、申請者がほう素濃度をパラメータとした感度解析や、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析の結果を踏まえて、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡すると見なせるとしていることを確認した。</p> <p>③ SPARKLE-2の一部を構成するCOSMO-Kコードと機能が同一の設計コードであるCOSMO-Sコードの減速材温度係数測定検査結果を用いた妥当性確認において、2~4 ループを含む、炉型が異なる4プラントの複数サイクルに対する等温温度係数の計算値と測定値の差が</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>態の違いによる影響まで考慮して評価を行っていることを確認。</p> <p>③ ATWS 事象に影響が大きい減速材温度係数については、実機の試験データに基づいて不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>④ ATWS 事象において正の反応度要因となるドップラ係数については、参考文献に基づいて不確かさ評価を行っていることを確認。</p> | <p>±3.6pcm/°C以内に収まるとしていることを確認した。</p> <p>④ 申請者は、ドップラ係数について、LANLのDoppler-Defect Benchmarkの検証計算において、計算値の連続エネルギーモンテカルロコードとの差異が、燃料種類、組成及び燃焼度の変化に対して有意に拡大することはないとした。また、ドップラ係数と燃料温度変化の双方が関係するドップラフィードバック効果については、SPERT-III E-core 実験解析において、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」よりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を示したとした。さらに、ドップラ係数の不確かさについては、Doppler Defect Benchmarkの調査を通じて、ENDF/B-VII.0を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外のコードで計算されたドップラ係数の標準偏差が10%以内であるとしていることを確認した。また、ドップラフィードバック効果は「原子炉停止機能喪失」においては、出力低下により燃料温度が低下する結果、正の反応度要因となり、その不確かさから非保守的評価となりうることから、調査で確認した誤差幅10%を上回る範囲(20%)で変動させた感度解析を行うことにより、保守性を確保した不確かさ評価となっていることを確認した。</p> <p>(参考1)</p> <p>申請者は、「原子炉停止機能喪失」における1次冷却材温度及び加圧器圧力について、M-RELAP5を用いたLOFT L6-1及びL9-3試験解析により、計算値と測定値の差は1次冷却材温度で±2°C、加圧器圧力で±0.2MPaの範囲に収まったことから、これを不確かさとしていた。しかし、これ以外の不確かさ要因として、原子炉圧力がピーク値付近にある期間中の加圧器安全弁の容量に余裕がなくなることにより原子炉圧力の上昇が顕著になる可能性がある。これについては、申請者が減速材温度係数初期値とドップラ係数に対する感度解析結果を踏まえて、有効性評価における解析条件では加圧器安全弁の容量には十分余裕があるとしていることを確認した。</p> <p>(参考2)</p> <p>申請者が使用した「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」のみであった。このため、これに類似するシーケンスで、同様に原子炉圧力の上昇をもたらす「負荷の喪失+原子炉停止機能喪失」についても評価している。その結果、ベースケース解析での1次冷却系圧力の最高値は「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」で18.6MPa、「負荷の喪失+原子炉停止機能喪失」で18.9MPaとなる事を確認した。(結果は、有効性評価で記載)</p> |

(5) まとめ

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>② 以上の確認結果から、有効性評価におけるSPARKLE-2の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p> | <p>① SPARKLE-2についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「原子炉停止機能喪失」時の1次冷却系の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。((2) 解析モデル) ・ 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記の重要現象に係る解析モデルについて、計算ベンチマークや実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。((3) 妥当性確認(実験解析等)) ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価(感度解析等)) |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のSPARKLE-2の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。</p> |

6. 3 M A A P

(1) 重要現象の特定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p> | <p>① 参考文献—第3部の表2.3-1「有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p> <p>(参考)</p> <p>シビアアクシデント現象に関する試験は限られていることから、運転時の異常な過渡変化及び事故解析に使用する最適評価コードが備えるべき要件を整理することを目的として日米で導入が進められている階層構造分析手法を参考にした物理現象の抽出と、重要な物理現象に対しては最新の知見の反映と感度解析による不確かさの確認を申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価の事故シーケンスについて、主要な物理現象を対象に感度解析等に基づく不確かさ評価を示した。</p> |

(2) 解析モデル

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と、取り扱う物理現象毎に解析モデルの説明がなされていること。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p> | <p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MAAPIは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重要事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。 <p>また、炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、炉心モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉出力 ・ 崩壊熱 ・ 熱水力モデル (伝熱) ・ 水位計算モデル <p>1次系モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル (流動、伝熱) ・ 加圧器モデル ・ 1次系破損モデル ・ 破断流モデル <p>蒸気発生器モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル (流動、伝熱) <p>格納容器モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル (流動、伝熱) |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|--|
| | <ul style="list-style-type: none"> ・再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル ・水素発生 ・格納容器破損モデル <p>安全系モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS ・蓄圧タンク ・格納容器スプレイ ・加圧器逃がし弁、安全弁 ・主蒸気逃がし弁、安全弁 ・補助給水 <p>デブリ挙動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ヒートアップ ・リロケーション ・下部プレナムでのデブリ挙動 ・原子炉容器破損 ・原子炉容器破損後の高圧炉心デブリ放出 ・格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉キャビティでのデブリ挙動 (落下及び溶融プール、溶融プールの伝熱、コンクリート浸食) <p>FP挙動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FP放出 ・遷移・輸送 ・崩壊熱 <p>に関し、解析モデルの説明がなされていることを確認した。 また、本コードの使用実績については、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。 <p>(参考)</p> <p>MAAP コードの FP 挙動モデルに関し、燃料から 1 次系へ放出される FP 挙動については、PHEBUS-FP (FPT1) 実験解析結果を踏まえて、被覆管酸化反応熱及び燃料棒被覆管温度を高めに評価し、FP 放出開始のタイミングを早めに評価するとしていること、また、格納容器内に放出されたエアロゾルの挙動については、ABCOVE 実験解析を通じて、凝集及び重力沈降により減少するエアロゾル挙動評価が妥当であるとしていること、さらに FP 放出速度についての感度解析を通じて、炉心溶融時点で線量率から炉心損傷検知する手段への影響が小さいとしていることを確認した。</p> |

(3) 妥当性確認 (実験解析等)

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|----------------|
|-------------|----------------|

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p> | <p>① シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要があるとして、実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じた検証を行うとしていることを確認。</p> |
| <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析や類似する解析コードとの比較により定性的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析や類似する解析コードとの比較を通じて、解析結果の妥当性が評価されていることを確認。</p> | <p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。 加圧器における重要現象（冷却材放出）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。 蒸気発生器における重要現象（1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト）については、MB-2 実験解析により妥当性確認を行っている。 原子炉格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、水素濃度）については、HDR 実験、CSTF 実験の解析及び TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。 炉心損傷後の原子炉容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、1次冷却系内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性確認を行っている。 炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験、ABCOVE 実験の解析により妥当性確認を行っている。 炉心損傷後の格納容器における重要現象（熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR-A 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性確認を行っている。 |

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> | <p>① MAAPは特に不確かさが大きいと考えられることから、MELCORによりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認した。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得た。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者に対し感度解析による不確かさ評価を行っている。</p> <p>不確かさ評価としては、「ECCS再循環機能喪失」時の炉心露出開始時間について、M-RELAP5との比較により不確かさを評価していることを確認した。次に、熔融炉心のコンクリート侵食量について、最新の実験的知見を反映して感度解析による不確かさ評価を行っていることを確認した。また、FCI、DCH、MCCIの各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っていることを確認した（FCIについては、参考2を参照）。</p> <p>② DCHの解析において、1次系圧力が2.0MPa付近に落ち着く理由は、蓄圧注入水の蒸発量と加圧器逃がし弁からの放出流量がバランスすることが原因と説明できること、原子炉容器は下部プレナムに冷却水があればデブリと容器間のギャップ水により冷却されるためドライアウト後に破損となることを説明した。これにより、原子炉容器は下部プレナムの冷却水がドライアウトした後に破損することから、</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② DCH の解析では、蓄圧注入水の蒸発量と加圧器逃がし弁からの放出流量がバランスすることから、一定圧 (2.0MPa 付近) に落ち着く傾向がある。この傾向を解析結果から確認すると共に、適切に根拠が説明されていることを確認。</p> <p>③ MCCI の解析では、熔融燃料の落下条件により解析結果が大きく変動する場合については、デブリジェット径、微粒子化割合、キャビティ床面上の水量及び水温、熔融燃料の落下の緩急、キャビティ床面上の広がり方の違い等を考慮した感度解析を実施する必要がある。</p> | <p>申請者の物理的解釈は概ね妥当と判断した。</p> <p>③ 申請者の説明では、落下した熔融炉心がキャビティ床面全体に均一に広がるケースの結果を示すのみであった。これに対し、DEFOR試験やOECD MCCI試験などの最新のデータとの比較により解析結果の妥当性を確認した上で、感度解析による不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価で感度解析により不確かさ評価を行った。</p> <p>感度解析は、以下のパラメータについて実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・キャビティ水深 ・エントレインメント係数 ・炉心デブリの広がり面積 ・水-炉心デブリ間の熱伝達係数 ・上記パラメータの組み合わせの影響 <p>感度解析パラメータを組み合わせた場合、コンクリート侵食は最大約19cmとなり、実際のキャビティ床面のコンクリート厚さ(数メートル)と比較して十分に小さいことを確認した。</p> <p>(参考1)</p> <p>申請者はM-RELAP5による解析から、MAAPがM-RELAP5よりも炉心水位を高く、炉心露出開始時間を15分遅く評価するという解析結果を示した。これは、M-RELAP5ではSG伝熱管への液相流入量の違いにより、スチームバインディング効果を高く計算する結果、高温側配管領域で保有水量を相対的に少なく評価するとしていることを確認した。なお、申請者が旧日本原子力研究所のCCTFやTPTF実験解析を通じて、M-RELAP5がECCS再循環機能喪失での炉心露出、したがって燃料被覆管温度予測を保守的に評価することを踏まえて、有効性評価においてはMAAPとM-RELAP5との差を不確かさとして考慮するという評価方針は妥当と判断した。</p> <p>(参考2)</p> <p>FCI現象の今までの知見を整理し、FARO実験(欧州JRC)、KROTOS実験(欧州JRC)、ALPHA実験(旧日本原子力研究所)、COTELS実験(NUPEC)、TROI実験(韓国原子力研究所)について調査を行い、試験結果から実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいことを示した。さらに、これらのFCIの知見を踏まえ、熔融炉心が水プールに落下した時の粒子化による圧カスパイクについて、キャビティ水深、熔融炉心落下量等の不確かさ評価を申請者に求めた。申請者は、複数のパラメータの組み合わせを含む感度解析により不確かさ評価を行った。</p> |

(5) まとめ

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>③ 以上の確認結果から、有効性評価におけるMAAPの使用方法が妥当と判断できることを確認。</p> | <p>① MAAPの申請者の説明内容について、以下のように確認した。なお、シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1)重要現象の特定、(2)解析モデル) ・シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されている最も代表的なコードのひとつであり、PWR実機を対象とした安全解析への豊富な適用実績がある。((2)解析モデル) |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|--|
| | <p>・ 実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。((3) 妥当性確認 (実験解析等))</p> <p>なお、不確かさ評価に先立ち、規制委員会は、これまでにMELCORによりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価 (感度解析等))</p> <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のMAAPの解析結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と判断した。</p> |

6. 4 G O T H I C

(1) 重要現象の特定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p> | <p>① 参考文献—第4部の表2-2「格納容器破損防止対策の有効性評価 (水素燃焼) のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p> |

(2) 解析モデル

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p> | <p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ GOTHICは質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。また、ポンプ、バルブ、スプレー、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても模擬可能である。 <p>また、シビアアクシデント時の格納容器挙動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。具体的には、コードの主要な解析モデルとして、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基本式 ・ 数値解法 ・ 区間間・区間内の流動 ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・ スプレー ・ 水素処理 <p>についてモデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国においては、各種プラントの格納容器に対するDBA解析、SA解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。 ・ 原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有している。 |

(3) 妥当性確認 (実験解析等)

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|----------------|
| | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 格納容器内水素混合挙動については、検証実験と実機のスケールの差やスプレイ条件の違いを考慮の上、実機適用性を説明していることを確認。</p> <p>③ PARの水素処理モデルについては、PARの性能試験等の知見を基に妥当性が説明されていることを確認。</p> | <p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器における重要現象（区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ特性、PAR特性、イグナイタによる水素燃焼）については、NUPEC試験 Test M-7-1 及び Test M-4-3、THAI試験 HR-3の解析等により妥当性確認を行っている。 PARの性能評価式及び水素処理モデルについては、THAI実験により妥当性確認を行っている。 <p>また、本コードについてはPWR実機を対象とした安全解析への適用実績があり、かつ原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有していることを確認した。</p> <p>② 申請者は、格納容器内水素混合挙動について、ドライ型4ループPWRの1/4規模で、4ループ相当の区画を模擬し、ヘリウムを用いて非凝縮性ガスの拡散・混合挙動を把握したNUPEC試験の中で、SG下部での配管破断を想定して格納容器スプレイを作動させたM7-1試験を良好に再現する。また、NUPEC M7-1試験解析や数値流体力学（CFD）コードを用いた実機条件の解析結果を踏まえて、GOTHICは幅広いスプレイ条件を含めた実機条件にも適応可能であるとしていることを確認した。また、仮にスプレイがなく、水素の成層化が懸念される場合においても、格納容器ドーム部のノード分割を細かくすることで当コードを用いて解析が可能であるとしていることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、PARの性能評価式はメーカより提示されており、国際的な実証試験において試験結果との相関関係の確認を行っているとした。しかし、PARの性能評価式及びGOTHICにおけるPARの水素処理モデルの妥当性については、PARの性能評価式がTHAI試験におけるPAR単体の性能試験により、PARの水素処理モデルについては、THAIのHR-3試験の解析により妥当性のチェックを行っていることを確認した。</p> |

(4) 不確かさ評価 (感度解析等)

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>②</p> | <p>① 不確かさ評価については、以下の重要現象について評価し、有効性評価への適用性について検討していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 区間間・区間内の流動 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 スプレイ 水素処理 <p>特に、重大事故時の原子炉格納容器内水素混合挙動について、妥当性確認が行われた実験条件と実機条件との違いを踏まえて、有効性評価への適用性について検討していることを確認した。具体的には、水素の成層化による一時的及び局所的な濃度の予測の不確かさは、有効性評価に影響を与えるものではないとしていることを確認した。</p> |

(5) まとめ

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|----------------|
|-------------|----------------|

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>④ 以上の確認結果から、有効性評価における GOTHIC の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p> | <p>① GOTHICについての申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シビアアクシデント時の原子炉格納容器挙動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。なお、原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有している。((2) 解析モデル) ・上記の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果がおおむね妥当と見なせることを確認している。((3) 妥当性確認 (実験解析等)) ・不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価 (感度解析等)) <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のGOTHICの特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。</p> |

6.5 COCO

(1) 重要現象の特定

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p> | <p>① 参考文献—第5部の表2-2「各物理現象に対して重要度の分類」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p> |

(2) 解析モデル

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p> | <p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ COCOは、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発されたコードであり、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。また、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。 <p>また、コードの評価モデルを、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ノード ・ 保存則 (質量、エネルギー) ・ ヒートシンク ・ その他 (格納容器スプレイによる除熱量等) <p>について説明していることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績及び妥当性確認に関する知見として、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国内PWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績がある。 ・ 本コードは、M-RELAP5で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。 |

(3) 妥当性確認 (実験解析等)

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> | <p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の重要現象 (構造材との熱伝達及び内部熱伝導) については、CVTR Test-3実験の解析により妥当性確認を行っている。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 格納容器内温度分布については、実機において格納容器内自然循環が不十分な条件において温度成層化が起きる可能性について検討していることを確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時については、水素濃度上昇による性能低下の影響を踏まえ、感度解析等により不確かさ評価を行っていることを確認。</p> | <p>(参考)</p> <p>申請者は、格納容器圧力について、CVTR 試験の解析による妥当性確認から、ピーク圧力の計算値が測定値を約 1.6 倍過大評価する傾向があること、また、格納容器雰囲気温度については、計算値が CVTR 実験装置の平均雰囲気温度に対する測定値を約 20℃過大評価していることを確認している。これに対し、COCO コードが適用される「全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA)」で、格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さめに設定することで評価の保守性を確保していることを確認した。</p> <p>② 実機においてLOCAの漏えい量が少なく、格納容器内自然循環が不十分なためにドーム部に温度成層化が起きる可能性についての検討を申請者に求めた。申請者からの追加説明により、申請者がNUPEC試験 (M-3シリーズ) の知見を踏まえて、実機条件ではLOCAによる破断流や格納容器スプレイによって格納容器ドーム部に当該試験条件を上回る規模で混合が起きていると考えられることから、ドーム部には温度成層化が起こらず、単一ノードを用いたCOCOで解析が可能であるとしていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動へのコードの適用性の根拠を示すよう申請者に求めた。申請者からの追加説明により、CVTR 試験解析等で妥当性が確認されたヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数は、長期解析においても一定であるため、有効性評価への適用性が成立していることを確認した。また、水素濃度上昇の効果については、最大濃度 13%の時に除熱性能が 10%程度低下する影響を考慮して不確かさ評価を行っていることを確認した。</p> |

(4) 不確かさ評価 (感度解析等)

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> | <p>① 不確かさ評価としては、シビアアクシデント時の原子炉格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度について、スプレイ条件の違いを踏まえて、複数の実験による妥当性確認を行っていることを確認した。また、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動についての適用性評価を行っていることを確認した。</p> |

(5) まとめ

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|----------------|
|-------------|----------------|

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>⑤ 以上の確認結果から、有効性評価における GOTHIC の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p> | <p>① COCOIについての申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「全交流動力電源喪失」時の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。((2) 解析モデル) ・ 本コードは、M-RELAP5で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、原子炉格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。上記の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果がおおむね妥当と見なせることを確認している。((3) 妥当性確認 (実験解析等)) ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価 (感度解析等)) <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のCOCOIの特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。</p> |

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.0）

| | |
|--------------------------|--------|
| （1）重大事故等対処設備に係る事項 | 1.0-2 |
| ① 切り替えの容易性 | 1.0-2 |
| ② アクセスルートの確保 | 1.0-2 |
| （2）復旧作業に係る要求事項 | 1.0-5 |
| ① 予備品等の確保 | 1.0-5 |
| ② 予備品等の保管場所 | 1.0-6 |
| ③ 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保 | 1.0-6 |
| （3）支援に係る要求事項 | 1.0-7 |
| （4）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備 | 1.0-8 |
| ① 手順書の整備 | 1.0-8 |
| ② 教育及び訓練の実施 | 1.0-12 |
| ③ 体制の整備 | 1.0-14 |

1.0 共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

① 切り替えの容易性

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 切り替えの容易性</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>① 「本来の用途以外の用途」を明確にしているか確認する。</p> <p>② 「本来の用途以外の用途」として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順が適切に整備されていること、手順に従って確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1. 「切り替えの容易性」に係る方針等について、以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 「本来の用途以外の用途」とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。</p> <p>② 切り替えの容易性について、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)①に則って、重大事故等に対処するための系統構成を弁操作又は工具等の使用により速やかに整えられるよう必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。</p> <p><補足説明資料：添付資料1.0.1 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備に係る切り替えの容易性について></p> |

② アクセスルートの確保

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>(基本的な考え方)</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認する。なお、可搬型重大事故等対処設備を保管のための施設内に保管する場合には、搬出する設備が当該設備以外のものから悪影響を受けることなく搬出できるよう、施設内の設備の配置に配慮し、複数の扉を設ける等の方針であることを確認する。確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなされていることに留意する。</p> | <p>1. 「アクセスルートの確保」について、以下の方針にしたがって実施するとしていることを確認した。</p> <p>アクセスルートの確保について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)②に則って実施する。</p> <p>なお、申請者は、アクセスルートの確保について、「屋内アクセスルートの確保」と「屋外アクセスルートの確保」とに分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>(基本的な考え方)</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>なお、複数のアクセスルートの確保にあたり、少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。</p> <p>② 想定する自然現象として、14事象^{※1}を考慮し、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として、7事象^{※2}を選定するとともに、重大事故時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>※1 14事象；地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>② アクセスルートの確保にあたり、想定される自然現象等を考慮していることを確認する。</p> <p>③ アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p> <p>④ 重大事故が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤ アクセスルートの確保は、設計で対応することを基本とするが、運用が整備されないと車両等の通行性が確保されない場合は、通行に支障が無いよう考慮した運用の方針が示されていることを確認する。</p> | <p>※2 7事象；飛来物（航空機落下）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害</p> <p><補足説明資料：添付資料1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて></p> <p>③ 障害物を除去可能なブルドーザを保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う。</p> <p>④ アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時には、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。</p> <p>⑤ アクセスルートの確保にあたり、障害物除去等を除き、設計で対応する。</p> |
| <p>2. 屋外アクセスルートの確保</p> <p>① 屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握していることを確認する。</p> <p>② 屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保しているか確認する。</p> <p>③ 屋外アクセスルートの確保にあたり、想定する自然現象等による影響を想定し、複数のアクセスルートを確保しているか確認する。</p> <p>④ アクセスルート上における被害想定（斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、段差、溢水、火災等）を明確にし、車両の通行を考慮した補強、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p> | <p>2. 「屋外アクセスルートの確保」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p> <p>① 重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（送水車、その他の注水設備、電源車、その他の電気設備、可搬型モニタリング設備等）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、海水等の取水ポイントの状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて燃料油貯蔵タンク、重油タンク、空冷式非常用発電装置、その他の屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>② 屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構造物の損壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり）、津波による影響、その他の自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪及び降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なブルドーザを保管及び使用し、それを運転する要員を確保する。 また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所アクセスルートを確保する。 津波の影響については、基準津波に対して、十分余裕を見た高さにアクセスルートを確保する。津波の影響については、防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確保する。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザにより速やかに撤去することにより対処する。</p> <p>③ 屋外アクセスルートについては、考慮すべき自然現象のうち落雷、凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>④ 屋外アクセスルートの周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ブルドーザによる撤去あるいは転倒による閉塞がないルートを通行する。 屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザによる崩壊箇所の復旧を行う。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| | <p>耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ブルドーザによる崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。</p> <p>不等沈下等による段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じる設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザによる段差発生箇所の復旧を行う。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる。なお、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回又はブルドーザによる段差解消対策により対処する。</p> <p><補足説明資料：添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて></p> |
| <p>3. 屋内アクセスルートの確保</p> <p>① 重大事故発生時における屋内アクセスルートの確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備の運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>② 地震による転倒、地震による内部溢水（溢水の汚染を含む）、地震による内部火災等、想定する自然現象等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートの確保にあたり、重大事故等時の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定（放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等）を明確にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p> | <p>3. 「屋内アクセスルートの確保」のための方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリー、その他の電源設備等）の保管場所へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて恒設代替低圧注水ポンプ、その他の屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>② 屋内のアクセスルートは、地震、津波、その他の自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、降灰及び森林火災）及び外部人為事象（近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）及び有毒ガス）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートを確実に確保する観点から、重大事故時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで移動可能なルートを選定する。屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により、支障をきたさない措置を講じる。</p> <p><補足説明資料：添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて></p> |

（2）復旧作業に係る要求事項

①予備品等の確保

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 予備品等の確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p>【解釈】 1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p> <p>③ 予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p> | <p>1. 「予備品等の確保」について、</p> <p>① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保していることを確認した。</p> <p>具体的には以下の方針であることを確認した。</p> <p>○優先順位を考慮した復旧作業について、短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</p> <p>○単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</p> <p>○復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</p> <p>② 多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認した。</p> <p>③ 予備品の確保について、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、ガレキ撤去等のためのブルドーザの重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保していることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて></p> |

②予備品等の保管場所

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 予備品等の保管場所</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>① 予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であることを確認。</p> | <p>1. 「保管場所の確保」について、</p> <p>① 重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)②に則って、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について></p> |

③予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>① 設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、アクセスルート（屋外、屋内）について、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認。</p> | <p>1. 「アクセスルートの確保」について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)③に則って、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「(1)②アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。</p> |

（3）支援に係る要求事項

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 支援に係る要求事項</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。 また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。 さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>① 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認する。</p> <p>② プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であることを確認する。</p> <p>③ 発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認する。</p> | <p>1. 「支援に係る要求事項」について、以下の方針で実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切替えることにより水源が枯渇することがないようにする。</p> <p><補足説明資料：添付資料 1.0.4 外部からの支援について></p> <p>② プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。 事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカー及び建設会社からは設備の設計根拠、機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策等の提供、協力会社からは、事象進展予測及び放射線影響予測等の評価結果の情報提供、並びに事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援、燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与、環境放射線モニタリングの支援を受けられるほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のための遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。</p> <p><補足説明資料：添付資料 1.0.4 外部からの支援について></p> <p>③ 本発電所は、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車、ポンプ等）予備品、燃料等の支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であること。 また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p> <p><補足説明資料：添付資料 1.0.4 外部からの支援について></p> |

（4）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

①手順書の整備

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 情報の収集及び判断基準</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 手順書の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源システムの喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。</p> <p>① 全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号機の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にする方針であることを確認する。</p> | <p>1. 「情報の収集及び判断基準」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>① 全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、3号炉及び4号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間のなかで3号炉及び4号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。</p> |
| <p>2. 判断に迷う操作等の判断基準の明確化</p> <p>【解釈】 b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）</p> <p>① 海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認する。その際、具体的な手順の内容について示されていることを確認する。</p> | <p>2. 「判断に迷う操作等の判断基準の明確化」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>① 最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する。</p> <p>具体的には、次のような手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 炉心損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止の対処に迷うことなく移行できるよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。 ○ 炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。 ○ 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。 ○ 炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素濃度制御設備の必要な起動時期を見失うことがないように、水素濃度制御設備を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| | <p>○ その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>○ 重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p> |
| <p>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</p> <p>【解釈】 c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> <p>① 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。</p> <p>② 当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。</p> <p>③ 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること。</p> | <p>3. 「財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>① 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。</p> <p>② 当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。</p> <p>③ 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること。</p> |
| <p>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</p> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>① 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p> | <p>4. 「手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>① 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する。 具体的には、次の様な手順等を整備するとしている。</p> <p>○ 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。</p> <p>○ 運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。</p> <p>○ 緊急時対策本部用手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の対応等、重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p> <p>② 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする。 具体的な主な移行基準等は、以下のとおりとしている。</p> <p>○ 事故発生時は、故障及び設計基準事故に対処する運転手順書により事象判別及び初期対応を行う。</p> <p>○ 多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| | <ul style="list-style-type: none"> ○ 事象判別及び初期対応を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書の安全機能ベースの運転手順書に移行する。 ○ 多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事故に対処する運転手順書に戻り処置を行う。 ○ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。 |
| <p>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する方針であること。 ② 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する方針であること。 ③ 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する手順書に整理する方針であること。 | <p>5. 「状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備」について、以下の方針に従い手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ、これらを運転手順書に明記する。 また、通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。 ② 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する。 ③ 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する手順書に整理する方針であること。 具体的には、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用手順書に整理する。 |
| <p>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応（例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作）等ができる手順を整備する方針であること。</p> <p>(1) 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 重大事故を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。 ② 前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。 | <p>6. 「前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順」について、以下の方針に従い手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。 ② 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。 具体的には、以下に示す手順等を整備するとしている。 <ul style="list-style-type: none"> ○ 台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。 ○ 竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、屋外作業の中止、燃料取扱作業の中止、換気空調系のダンパ等の閉止、ディーゼル発電機室の水密扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。 ○ その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。 なお、大津波警報が発令された場合の対応については、次項に示す。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>(2) (1) で選定した前兆事象のうち大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>① 大津波時の対応操作について、プラント停止の判断基準が明確である手順書を整備する方針であることを確認。</p> | <p>① 大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備するとしており、プラント停止の判断基準を明確にした手順書を整備する方針を確認した。</p> <p>具体的には、大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を行う手順を整備する。また、所員の高台への避難及び水密扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び潮位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。</p> <p><補足説明資料：添付資料 1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について></p> |

②教育及び訓練の実施

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】 2 訓練は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策における手順について、重大事故等対策に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>① 重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p> <p>② 重大事故等対策に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>③ 教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p> | <p>1. 「教育及び訓練の実施方針」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>重大事故等対策は、発電用原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する。</p> <p>具体的には、</p> <p>① 重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、運転員（当直員）、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員の役割に応じた教育及び訓練を定期的を実施する。</p> <p>② 教育訓練を計画的に実施することについて、各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施すること、教育訓練項目で手順の類似がない項目については、年2回以上実施する。</p> <p>③ 教育訓練の対象者の明確化について、「表 5.1.2 重大事故等対策における操作の成立性」に、重大事故時の対応手段毎に、対象者（協力会社を含む）を明示する。あわせて、対応手段毎に想定時間を明示し、必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。</p> |
| <p>(2) (1) により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p> <p>① 力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p> | <p>① 必要な力量の確保について、原則、重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部（以下、発電所対策本部）の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて得られる力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより要員の力量の維持及び向上を図るとしていることを確認した。</p> <p>また、力量の評価及び管理については、各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより力量が維持されていることを確認する。具体的には、「表 5.1.2 重大事故等対策における操作の成立性」にある必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施出来ること確認する。</p> |
| <p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</p> <p>【解釈】 b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベース</p> | <p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>緊急時対策本部要員の役割に応じて重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。</p> <p>具体的には、 知識ベースの教育訓練について、運転員（当直員）に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。また、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順にしたがった対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>の理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。 その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。 ● 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。 | <p>緊急安全対策要員に対しては、原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上教育、資機材の取り扱い方法の習得を図るための模擬訓練又は実働訓練を実施する。</p> <p>発電所対策本部の実施組織及び支援組織の要員の役割に応じて、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部機能、支援組織の位置づけ、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。</p> |
| <p>(2) 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>① 個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p> | <p>① 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習について、<u>現場作業を行う緊急安全対策要員と運転員（中央制御室及び現場）が連携して一連の活動を行うための訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること</u>を確認した。</p> <p>具体的には、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施するとしていることを確認した。</p> <p>なお、これらの教育及び訓練の実施にあたり、計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図るとしていることを確認した。</p> |
| <p>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>① 発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p> | <p>3. 「保守点検活動を通じた訓練の実施」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 保守訓練の実施にあたり、<u>普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する。</u></p> <p>具体的には、運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。</p> <p>係修課員は、原子力研修センターにてポンプ、弁設備等の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らも実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた作業手順書に基づき現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らも行う。</p> |
| <p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 重大事故等発生時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすることを確認。</p> | <p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施について</p> <p>① <u>高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針である</u>としていることを確認した。</p> <p>具体的には、想定する事故について、重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等を実施するとしていることを確認した。</p> |
| <p>5. マニュアル等を即時利用可能とするための準備</p> <p>【解釈】</p> | <p>5. 「マニュアル等を即時利用可能とするための準備」については、以下の方針にしたがい実施することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、通常時から保守点検活動等を通じて準備する方針とすることを確認。</p> <p>② 通信設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針とすることを確認</p> | <p>① 設備及び資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備する。</p> <p>② それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行い、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。</p> |

③体制の整備

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 3 体制の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>① 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。</p> <p>② 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。</p> <p>③ 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。</p> | <p>1. 「役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針に従い、実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める。 原子力防災管理者（所長）は、発電所対策本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針を決定するとともに、事象に応じて原子力防災体制（警戒体制、原子力防災体制）を発令し、発電所に自らを本部長とする発電所対策本部を設置して対処する。 発電所対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織として、事故拡大防止のための措置を行う発電班（当直員を含む）、事故原因の究明、応急対策の立案、実施及び消火活動を実施する保修班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成する。</p> <p>② 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う。 具体的には、作業班の構成について、通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応、復旧活動に活かせるよう、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>③ 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。 具体的には、所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、3号炉及び4号炉の同時被災時は号炉ごとの指揮者を指名する。号炉ごとの指揮者のもと重大事故等対策を実施する。</p> |
| <p>2. 実施組織の構成</p> <p>【解釈】 b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> | <p>2. 重大事故等対策を実施する実施組織の構成について、以下のとおり必要な役割分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備するとしていることを確認した。</p> <p>① 実施組織の構成等については以下のとおり。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>① 実施組織として、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。</p> <p>② 実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については「(6) 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p> | <p>a. 運転員等により事故拡大防止のための措置を実施する班</p> <p>b. 応急対策の立案を実施する班</p> <p>② 原子炉主任技術者は、発電所対策本部の構成要員として重大事故等が発生した場合に事故の拡大防止、影響緩和について保安の監督及び指示を行う。</p> |
| <p>3. 複数号炉の同時被災への対応</p> <p>【解釈】 c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>① 複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、予め定められた指揮命令系統のもと、対応できる方針であることを確認する。</p> <p>② 複数号炉で同時に重大事故が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。</p> <p>③ 複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、原則として号炉ごとに独立した対応ができる体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④ 複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合の被ばく評価が示されていることを確認する。被ばく評価にあたっては、各々の号炉間の相互影響も考慮した被ばく評価を行うこと。</p> <p>※ 大規模損壊の同時被災に関する審査の視点及び確認事項は、「重大事故防止技術的能力基準2. 1」に反映している。</p> | <p>3. 「複数号炉の同時被災への対応」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p> <p>① 3号炉及び4号炉において同時に重大事故等が発生した場合において、発電所の本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、3号炉及び4号炉に加えて、1号炉及び2号炉の使用済燃料ピットが被災した場合においても、重大事故等対策を実施する。</p> <p>② 緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、3号炉及び4号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする。</p> <p>具体的には、実施組織のうち必要な緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、3号炉及び4号炉の同時被災等が発生した場合においても、確保した緊急安全対策要員により、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とするとともに、1号炉及び2号炉の使用済燃料ピットの被災対応ができる体制とする。</p> <p>③ 3号炉及び4号炉の同時被災が発生した場合においても、①のとおり対応を実施する。また、所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、1号炉及び2号炉の使用済燃料ピットが被災した場合も対応する。</p> <p>④ 3号炉及び4号炉において、同時に事故が発生した場合について、「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において炉心損傷後の外部環境（線量等）を考慮した被ばく線量の確認をしている。</p> <p>また、1号炉及び2号炉の使用済燃料ピットが被災した場合の放射線影響についても確認している。</p> |
| <p>4. 支援組織の構成</p> <p>【解釈】 d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> | <p>4. 「支援組織の構成」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>① 発電所対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設け。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>① 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。</p> <p>② 技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「(6)各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p> | <p>② 技術支援組織は、事故状況の把握・評価、事故時影響緩和操作の検討等を行う班、放射線・放射能の測定、被ばく管理、拡大防止措置等を行う班で構成する。</p> <p>③ 運営支援組織は、発電所対策本部の設営・運営、連絡・通信手段の確保等を行う班、報道機関等の対応を行う班、情報受理・伝達等を行う班で構成する。</p> |
| <p>5. 対策本部の設置及び要員の招集</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> <p>① 重大事故等対策の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する責任者を配置する方針であることを確認する。</p> <p>② 夜間及び休日を含めて重大事故等対策に必要な要員が確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 夜間及び休日を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p> <p>④ 新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑤ 重大事故等対策の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p> | <p>5. 「対策本部の設置及び要員の招集」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>① 所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する。</p> <p>② 時間外、休日（夜間）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合においては、発電所内に、緊急時対策本部要員6名、運転員12名及び緊急安全対策要員36名、1号炉及び2号炉の運転員10名、の合計64名を常時確保する。事象発生後6時間を目途に緊急時対策本部要員10名を召集し、合計74名を確保する。（3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は67名、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は60名）を確保する。1号炉及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていないことを前提に、1号炉及び2号炉の運転員10名のうち、4名（3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は2名）が3号炉及び4号炉現場作業応援を行う。 また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、初期消火活動を行う体制についても発電所に常時整備する。</p> <p>③ 時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する。 非常召集する要員への連絡については、緊急時呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星電話を配備することで要員との連絡及び非常召集を行う。 なお、地震の影響により緊急時呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において、震度5弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。</p> <p>④ 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め重大事故等対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行う。 重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| | <p>⑤ 重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社員を含め要員を確保する。社員と協力会社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、事業者と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。</p> |
| <p>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>① 重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記b)及びd)項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であること。</p> | <p>6. 「各班の役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>① 重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記4.(3)②項及び4.(3)④項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。</p> <p>実施組織は発電班及び保修班により構成し、次のとおり役割分担を明確にする。 発電班は、事故状況の把握及び整理、事故拡大防止のための措置、原子炉施設の保安維持を行う。保修班は、事故原因の究明、応急対策の立案、実施及び消火活動を行う。 支援組織は、技術支援組織及び運営支援組織で構成される。 技術支援組織は、事故状況の把握、被ばく管理を行うものとして安全管理班、及び放射線管理班で構成される。安全管理班は、事故状況の把握及び評価、事故時影響緩和操作の検討、放射能影響範囲の推定を行う。放射線管理班は、放射線・放射能の測定、状況把握、被ばく管理、汚染除去・拡大防止措置、災害対策活動に伴う放射線防護措置を行う。 また、運営支援組織については、総務班、広報班、情報班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。 総務班は、発電所対策本部の設営・運営、連絡・通信手段の確保、要員の動員、輸送手段の確保、緊急医療措置、資機材調達・輸送及び退避・避難措置を行う。広報班は、報道機関の対応、見学者の避難誘導及び広報活動を行う。情報班は、社内対策本部との情報受理・伝達、国・自治体等関係者との連絡調整及び社外関係機関への情報連絡を行う。</p> |
| <p>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</p> <p>【解釈】 g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>① 指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。</p> <p>② 指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p> | <p>7. 「指揮命令系統及び代行者の明確化」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 発電所内の事故収束活動については、社長の判断を仰ぐことなく発電所対策本部の権限において対応するなど、発電所対策本部における指揮命令系統を明確にする。</p> <p>② 指揮者等が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。 具体的には、本部長の所長が欠けた場合は副本部長（副原子力防災管理者）の原子力安全統括を代行とし、さらに副本部長の原子力安全統括が欠けた場合は、同副本部長（副原子力防災管理者）の副所長（技術）あるいは、他の副原子力防災管理者が代行とする。 実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）を配置する。</p> |
| <p>8. 実効的に活動するための設備等の整備</p> <p>【解釈】 h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> | <p>8. 「実効的に活動するための設備等の整備」について、発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等に対処するため、夜間においても速やかに現場へ移動するため、以下の方針に従い、必要な設備等を整備するとしていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>実施組織が実効的に活動するため、発電所の状態を確認すること、必要な所内各所への通報連絡ができること、重大事故対処のために夜間等においても現場に移動できること等のために必要な施設及び設備等が適切に抽出され、整備される方針が示されているか。</p> <p>① 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>③ 夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p> | <p>① 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所を整備する。</p> <p>② 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型通話設備等を整備する。</p> <p>③ 照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の把握を実施できるよう可搬型の照明装置を整備する。</p> |
| <p>9. 発電所内外への情報提供</p> <p>【解釈】 i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>① 原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、必要な設備・体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 支援組織として、発電所災害対策本部が事故対策に専念できるよう、発電所内外への情報提供についての活動を行う方針であることを確認する。</p> | <p>9. 「発電所内外への情報提供」について、以下の方針で実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話（携帯）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>② 原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の情報班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と発電所対策本部間において衛星電話、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> |
| <p>10. 外部からの支援体制の整備</p> <p>【解釈】 j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> | <p>10. 外部からの支援体制の整備にあたり、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 発電所外部からの支援を受けることができるよう、原子力防災体制を発令した場合に本店緊急時対策本部を設置する等の体制を整備する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>① 発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置するとしていることを確認する。その際、発電所外部に設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する</p> <p>② 発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p> <p>③ 支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④ 他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置するとしていることを確認する。</p> | <p>なお、発電所における原子力防災体制は、警戒事象、又は原子力災害対策特別措置法第10条第1項に該当する事象が発生した場合に発令する。</p> <p>② 本店緊急時対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、情報収集、事故状況の把握、事故拡大防止策の支援等を行う班、外部電源や通信設備に関する復旧等を行う班、報道対応を行う班及び資機材の調達運搬等を行う班で構成する。</p> <p>③ 本店緊急時対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>④ 事象進展を踏まえ、本店緊急時対策本部は、原子力部門による技術的支援を行う本店緊急時対策本部（若狭）及び原子力以外の部門も含めた全社での支援を行う本店緊急時対策本部（中之島）で構成する。 支援拠点の設置については、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な人員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。 また、本店対策本部原子力設備班長は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ技術的な支援を受けられる体制を整備する。</p> |
| <p>1 1. 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備</p> <p>【解釈】 k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p> <p>① 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えた検討体制を構築する方針であることを確認する。</p> <p>② 中長期的な対応が必要となる具体的な状況を想定し、そのために必要な手段等を整備する方針であることを確認する。</p> | <p>1 1. 「事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備」について、以下の方針にしたがって実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>② 重大事故等発生時に原子炉格納容器の圧力及び温度が通常運転時よりも高い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。 また、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理活動等を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる体制を構築する。</p> <p><補足説明資料：添付資料 1.0.15 原子炉格納容器の設計圧力、温度に近い状態が長期にわたる場合の体制の準備について></p> |

大飯3・4号炉審査審査事項の整理と適合性確認結果等（重大事故等防止技術的能力基準1.1及び設置許可基準規則第44条）

| | | |
|---------|-------------------------------------|--------|
| I | 要求事項の整理 | 1.1-2 |
| II | 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.1-4 |
| 1.1.1 | 対応手段と設備の選定 | 1.1-4 |
| | (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.1-4 |
| | (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.1-5 |
| 1.1.2 | 重大事故等時の手順等 | 1.1-9 |
| | (1) 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.1-9 |
| | a. 第44条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.1-9 |
| | b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.1-10 |
| | (2) 優先順位について | 1.1-11 |
| | (3) 自主対策のための設備及び手順等について | 1.1-11 |
| 1.1.2.1 | フロントライン系故障時の手順等 | 1.1-14 |
| | (1) 手動による原子炉緊急停止【技術的能力及び自主対策】 | 1.1-14 |
| | (2) 原子炉出力抑制（自動）【技術的能力及び有効性評価（第37条）】 | 1.1-14 |
| | (3) 原子炉出力抑制（手動）【技術的能力及び自主対策】 | 1.1-14 |
| | (4) ほう酸水注入【技術的能力及び有効性評価（第37条）】 | 1.1-14 |
| | (5) 優先順位 | 1.1-14 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.1緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.1緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|--|---|
| <p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p> <p>(2) BWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p> <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。</p> <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。</p> <p>(3) PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p> |

<設置許可基準規則第44条>（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|--|---|
| <p>（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）BWR</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。</p> <p>（2）PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p> |

<有効性評価（第37条）（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|-----------------------|---|
| 2.5 原子炉停止機能喪失 | <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力抑制（自動） ・ほう酸水注入 |
| 5.4 反応度の誤投入 | <ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入 |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.1.1 対応手段と設備の選定

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、①第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項（以下「第44条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（玄海3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第44条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備は、炉外核計装、原子炉保護系のプロセス計装等である。これらの設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行する対処設備及び対処設備を活用した手順を整備するとしており、「第44条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第44条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（玄海3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第44条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>以下により、対応手段が網羅的に選定されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.1.1 (2) 対応手段と設備の選定の結果></p> <p><添付十：第1.1.1図 機能喪失原因対策分析></p> <p>2) 第44条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対する手順」のとおり。</p> <p>第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>①手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等。</p> <p>②原子炉出力を抑制するためにタービントリップと主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、1次冷却系の過圧防止のために補助給水ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等。</p> <p>③主蒸気隔離弁が自動閉止しなかった場合は、手動により閉止するための設備及び手順等。また、補助給水ポンプが自動起動しない場合は、手動により起動するための設備及び手順等。</p> <p>④化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水を注入するための設備及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。</p> <p>①原子炉出力を抑制するためにタービントリップと主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、1次冷却系の過圧防止のために補助給水ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等。</p> <p>② 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水を注入するための設備及び手順等。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（玄海3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>これらの確認結果から、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、第44条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1. 規制要求事項に対応する手順

○「第44条等」で求められている手順

| | 要求概要 | 確認結果 |
|------------------------------|---|--|
| <p>【設備（配備）】※¹</p> | <p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p> <p>（【設備（措置）】※² は要求事項になし）</p> | <p>以下により、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備が配備されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.1.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p>2.</p> <p>a) 原子炉出力抑制（自動）</p> <p>b) ほう酸水注入</p> |
| <p>【技術的能力】※³</p> | <p>1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p> <p>(2) PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が</p> | <p>以下により、圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が、整備されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.1.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等></p> <p>2(1)</p> <p>a) 手動による原子炉緊急停止</p> <p>2(2)</p> <p>a) 手動によりタービントリップ、主蒸気隔離弁の閉操作及び補助給水系ポンプの起動</p> <p>b) 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そ</p> |

発生するおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量う酸水注入を実施すること。

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第4.4条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.1

○設置許可基準3.7条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「原子炉出力抑制（自動）」、「ほう酸水注入」等に係る手順を整備していることを確認した。

1.1.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第44条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (玄海3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1) 第44条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第44条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.1.2.1(1)、(2)、(3)、(4)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 手動による原子炉緊急停止。そのため、原子炉トリップスイッチ (中央盤手動操作) を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. タービントリップ及び主蒸気隔離弁閉止の自動作動による原子炉出力の抑制と補助給水ポンプの自動起動による1次冷却系の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、ATWS 緩和設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 主蒸気隔離弁の手動閉止による原子炉出力の抑制と補助給水ポンプの手動起動による1次冷却系の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁 (中央盤手動操作)、電動補助給水ポンプ (中央盤手動操作) 等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのため、充てんポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条 (手順等に関する共通的な要求事項) 等を踏まえて、手順着手の判断基準、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、<添付十：第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器>に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「手動による原子炉緊急停止」のための手順</p> <p>原子炉の自動トリップ失敗を原子炉トリップしゃ断器等により確認し、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正となった場合には、重大事故等対処設備である原子炉トリップスイッチ (中央盤手動操作) による原子炉緊急停止の手順に着手する。この手順では、中央制御室等での操作を運転員等計3名で実施する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (玄海3・4号炉) |
|--|--|
| <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>b. 「原子炉出力抑制（自動）」のための手順等 原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達したにもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した際に作動する、「安全保護アナログ盤作動」警報が発信した場合には、ATWS 緩和設備の作動確認の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認を運転員等1名で実施する。</p> <p>c. 「原子炉出力抑制（手動）」のための手順等 ATWS 緩和設備の自動信号が発信するものの、原子炉を未臨界に移行するために必要な機器等が自動作動しなかった場合、主蒸気隔離弁の閉止、補助給水ポンプの起動を手動で実施する手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員等計2名が約4分で実施する。</p> <p>d. 「ほう酸水注入」のための手順等 b. 及びc. の原子炉出力の抑制を図った後、手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしゃ断器等により確認した際（※）に、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合には、ほう酸水注入操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を運転員等1名が約5分で実施する。 （※）原子炉出力抑制を図った後も、a. の原子炉手動トリップや後述の3.（1）①及び②の多様性拡張設備による原子炉トリップ操作を継続して実施する。原子炉トリップが成功した場合は、原子炉出力が5%未満かつ中間領域起動率は負になるので、早急なほう酸水注入は不要となる。</p> <p>③作業環境 以下により、a.、b.、c.、d. の操作は、中央制御室で行う操作であり、現場での作業はないことを確認した。 <添付十：1.1.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等></p> <p>以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (玄海3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.1.2.1(2)及び(4)に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、ATWS 緩和設備により原子炉出力を抑制すること並びに化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行することを必要な対策としていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (玄海3・4号炉) |
|--|---|
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>これらの対策は、(1)①b.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであるとしていることを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (玄海3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>第44条等に基づき、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、<添付十:1.1.2.1(6)>のとおり。</p> |

(3) 自主対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (玄海3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> | <p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示されていることを確認した。</p> <p>自主的な対策として、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備するとしていることを確認した。</p> <p>① 対策と設備</p> <p>緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断条件等</p> <p>a. 原子炉手動トリップが失敗した場合には、中央制御室において、常用母線440Vしゃ断器スイッチの開操作によるMGセット電源の遮断に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員等計2名により約3分で実施する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (玄海3・4号炉) |
|---|--|
| <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>b. 上記 a. に失敗した場合には、中央制御室において、手動操作により制御棒を原子炉に挿入するとともに、現場にて、発電機出力しゃ断器スイッチの開操作による MG セット電源の遮断に着手する。さらに、MG セット電源の遮断に失敗した場合には、現場で原子炉トリップしゃ断器 8 台の開操作を行う。この一連の手順は、中央制御室での操作を運転員計 2 名、現場での操作を運転員等 1 名により約 13 分で実施する。</p> <p>c. ATWS 緩和設備が作動しても、原子炉出力が抑制されていない場合には、タービントリップスイッチ (中央盤手動操作) の操作により、タービン手動トリップを行う。この手順では、中央制御室での操作を運転員等計 2 により約 4 分で行う。なお、この手順は、2. (1) ③c. の主蒸気隔離弁の手動閉止と補助給水ポンプの手動起動を行う前に実施する。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※1.1.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針 ○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準] b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング] c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順] b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等] c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器] d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート] b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等] c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境] ※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> |
| <p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準] b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順] c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 手動による原子炉緊急停止【技術的能力及び自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.1.1(2) a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：1.1.2.1 (1) 手動による原子炉緊急停止>

<添付十：第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<第1.1.3図 原子炉停止機能喪失時の操作手順 タイムチャート>

(2) 原子炉出力抑制（自動）【技術的能力及び有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.1.1(2) a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：1.1.2.1 (2) 原子炉出力抑制（自動）>

<添付十：第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<第1.1.3図 原子炉停止機能喪失時の操作手順 タイムチャート>

(3) 原子炉出力抑制（手動）【技術的能力及び自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.1.1(2) a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：1.1.2.1 (3) 原子炉出力抑制（手動）>

<添付十：第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<第1.1.3図 原子炉停止機能喪失時の操作手順 タイムチャート>

(4) ほう酸水注入【技術的能力及び有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.1.1(2) a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：1.1.2.1 (4) ほう酸水注入>

<添付十：第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<第1.1.3図 原子炉停止機能喪失時の操作手順 タイムチャート>

(5) 優先順位

手順の優先順位を、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順として、フロントライン系機能喪失時及びサポート系機能喪失時について明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.1.2.1(6) 優先順位>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (重大事故等防止技術的能力基準1.2及び設置許可基準規則第45条)

- I 要求事項の整理.....1.2-2
- II 審査の視点・審査確認事項と確認結果.....1.2-4
 - 1.2.1 対応手段と設備の選定.....1.2-4
 - (1) 対応手段と設備の選定の考え方.....1.2-4
 - (2) 対応手段と設備の選定の結果.....1.2-5
 - 1.2.2 重大事故等時の手順等.....1.2-8
 - (1) 規制要求に対する設備及び手順等について.....1.2-8
 - a. 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等.....1.2-8
 - b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等.....1.2-9
 - (2) 優先順位について.....1.2-9
 - (3) 自主的対策のための設備及び手順等について.....1.2-10
 - 1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等.....1.2-12
 - (1) 1次冷却系のフィードアンドブリード【技術的能力】【有効性評価(第37条)】.....1.2-12
 - (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水).....1.2-13
 - a. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】.....1.2-13
 - b. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水【自主対策】.....1.2-13
 - (3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出).....1.2-13
 - a. タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】.....1.2-13
 - (4) 優先順位.....1.2-13
 - 1.2.2.2 サポート系故障時の手順等.....1.2-13
 - (1) 補助給水ポンプの機能回復.....1.2-13
 - a. タービン動補助給水ポンプ(現場手動操作)及びタービン動補助給水ポンプ起動弁(現場手動操作)によるタービン動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】.....1.2-13
 - b. 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】.....1.2-13
 - (2) 主蒸気逃がし弁の機能回復.....1.2-14
 - a. 主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力】【有効性評価(第37条)】.....1.2-14
 - b. 窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁作動用)による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】.....1.2-14
 - c. 大容量ポンプを用いたB制御用空気圧縮機(海水冷却)による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】.....1.2-14
 - (3) 優先順位.....1.2-14
 - 1.2.2.3 復旧に係る手順等【技術的能力】.....1.2-14
 - 1.2.2.4 監視及び制御.....1.2-14
 - (1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定【技術的能力】【有効性評価(第37条)】.....1.2-14
 - (2) 補助給水ポンプの作動状況確認【技術的能力】【有効性評価(第37条)】.....1.2-15
 - (3) 加圧器水位(原子炉水位)の制御【技術的能力】【有効性評価(第37条)】.....1.2-15
 - (4) 蒸気発生器水位の制御【技術的能力】【有効性評価(第37条)】.....1.2-15

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|---|
| <p>1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>①-1 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプにより発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>イ) 可搬型重大事故防止設備 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間*の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（ロ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>ロ) 現場操作 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間*の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>ハ) 監視及び制御 ハ) - 1 原子炉水位及び蒸気発生器水位を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。 ハ) - 2 タービン動補助給水ポンプの安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。 ハ) - 3 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>①-2 復旧 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> |

<設置許可基準規則第45条> (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|---|
| <p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第45条 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプ等により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、タービン動補助給水ポンプ等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> |

<有効性評価(第37条)> (有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策(手順等))

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策(手順等) |
|-----------------------|---|
| 2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失 | <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却系のフィードアンドブリード ・監視及び制御 |
| 2.2 全交流電源喪失 | <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復 |

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第45条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合には、2次冷却系からの除熱機能により、原子炉を冷却する必要があるが、2次冷却系からの除熱機能を有する設計基準事故対処設備が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第45条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第45条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。(例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱(注水)となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第45条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価(第37条)において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>以下により、対応手段が網羅的に選定されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.2.1(2) 対応手段と設備の選定の結果></p> <p><添付十：第1.2.1図 機能喪失原因対策分析></p> <p>2) 第45条等及び有効性評価(第37条)に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>(選定された重大事故対処設備整備及び手順等)</p> <p>第45条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>②-1 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプを起動・運転継続するための設備及び手順等。</p> <p>②-2 計測設備により監視及び制御するための手順等。</p> <p>a. 加圧器水位及び蒸気発生器水位を監視又は推定するための手順等。</p> <p>b. 補助給水ポンプの作動状況を確認するための手順等。</p> <p>c. 加圧器水位及び蒸気発生器水位の制御のための手順等。</p> <p>②-3 代替交流電源設備(空冷式非常用発電装置)により電動補助給水ポンプを起動及び運転継続するための設備及び手順等。</p> <p>また、第45条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価(第37条)において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備及び手順等。</p> <p>② 現場で人力により主蒸気逃がし弁を操作するための設備及び手順等</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

| ○「第45条等」で求められている手順 | | 確認結果(大飯3・4号炉) |
|------------------------|--|---|
| 【設備(配備)】※ ¹ | 規制要求事項 | |
| | <p>①-1 イ) 可搬型重大事故防止設備等を整備すること。</p> <p>【設備(措置)】※²</p> <p>現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間※の運転継続を行えること。ただし、現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプ等の起動及び十分な期間の運転継続を行える場合を除く。</p> <p>※: 冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> | <p>以下により、現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復が図られていることを確認した。</p> <p><添付十: 1.2.1(2) a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p><添付十: 1.2.1(2) b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補助給水ポンプ(現場手動操作)、タービン動補助給水ポンプ起動弁(現場手動操作) ・蒸気発生器補助給水流量計、復水ピット水位計、蒸気発生器水位計 |

| | | |
|------------------|--|---|
| <p>【技術的能力】※3</p> | <p>①-1 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプにより発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>イ) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、ロ)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>ロ) 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>ハ) - 1 原子炉水位及び蒸気発生器水位を推定する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p> <p>ハ) - 2 タービン動補助給水ポンプの安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p> <p>ハ) - 3 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>①-2 復旧として、電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> | <p>①-1 以下により、全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプにより発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が、整理されていることを確認した。</p> <p><添付十: 1.2.1(2) a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備> <添付十: 1.2.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p>イ) ロ)の人力による措置</p> <p>ロ) 現場での手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順</p> <p>ハ) 補助給水ポンプの作動状況確認の手順</p> <p>①-2 ・空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復</p> |
|------------------|--|---|

※1:【設備(設置/配備)】:設置許可基準規則第45条のうち、設備等の設置に関する要求事項
 ※2:【設備(措置)】:【設備(設置/配備)】以外の要求事項
 ※3:【技術的能力】:重大事故等防止技術的能力基準1.2

○有効性評価(第37条)で求められている手順
 有効性評価で解析上考慮されている「1次冷却系のフィードアンドブリード」、「現場手順操作による主蒸気逃がし弁の機能回復」及び「監視及び制御」に係る手順を整備していることを確認した。

1.2.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1) 第45条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p> | <p>第45条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.2.2.1 (1)、1.2.2.2(1)a.、(1)b.、(2)a.、1.2.2.3、1.2.2.4(1)、(2)、(3)、(4)に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. タービン動補助給水ポンプの機能回復。そのために、タービン動補助給水ポンプ (現場手動操作)、タービン動補助給水ポンプ起動弁 (現場手動操作) を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 補助給水ポンプの作動状況確認。そのために、蒸気発生器補助給水流量計、復水ピット水位計、蒸気発生器水位計を重大事故等対処 設備として位置付ける。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条 (手順等に関する共通的な要求事項) 等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること と、作業環境 (作業空間、温度等) に支障がないことを確認 する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等 1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「タービン動補助給水ポンプの機能回復」のための手順 蒸気発生器への注水が必要であり、蒸気発生器への注水が確認で きない際、復水ピット等の水源が確保されている場合には、現場 での手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手する。この手順では、現場での専用工具 (油供給用) に よる軸受への潤滑油の供給、専用工具 (蒸気加減弁開操作) によるタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の開操作及び手動操作に よる起動弁の開操作、タービン動補助給水ポンプの流量調整等を計5名により、約45分で実施する。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、<添付十:「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されている。</p> <p>b. 「補助給水ポンプの作動状況確認」のための手順 蒸気発生器水位が低下した際、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合には、補助給水ポンプの作動状況確認の手順に 着手する。この手順では、現場及び中央制御室で補助給水ポンプの運転状況の確認を計2名により実施する。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、<添付十:「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」>に整理されてい る。</p> <p>③作業環境等 a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力によるタービン動補助給水ポンプの機能回復の手順等について、弁の手動操作、ポンプ の流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間等での アクセス性を確保していること、d) 携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e) 弁の手動操作、ポンプの流量調整等 を行う作業環境 (作業空間、温度等) に支障がないことなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 有効性評価 (第37条) 等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.2.2.1 (1)、1.2.2.2(2)a.、1.2.2.4(1)～(4)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価 (第37条) において1次冷却系が高圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 1次冷却系を減圧するとともに原子炉への注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリード。そのため、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復。そのため、主蒸気逃がし弁 (手動) を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> |
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条 (手順等に関する共通的な要求事項) 等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境 (作業空間、温度等) に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「1次冷却系のフィードアンドブリード」のための手順</p> <p>補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位 (蒸気発生器水位計 (広域) 指示値10%未満) になった際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合には、重大事故等対処設備を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開操作を1名により実施する。</p> <p>b. 「現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復」のための手順</p> <p>中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない際に、蒸気発生器への注水が確保されている場合には、人力で操作する主蒸気逃がし弁の機能回復の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計5名により、約30分で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 手順着手の判断基準が明確であること、b) 1次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作の手順等を定めていること、現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復の手順等については、蒸気発生器伝熱管破損の有無の確認、主蒸気逃がし弁の開操作の手順等を定め、それぞれの手順において必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条 (手順等に関する共通的</p> | <p>規制要求に対する手順等における優先順位についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な確認内容については、1.2.2.1(4)、</p> |

| | |
|--|---|
| <p>な要求事項)等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>1.2.2.2(3)に示す。</p> <p>「1次冷却系のフィードアンドブリード」より「蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)」を優先して実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、蒸気発生器への注水について、燃料消費量の観点から、「電動補助給水ポンプの機能回復」より「タービン動補助給水ポンプの機能回復」による注水を優先するとしていることを確認した。</p> |
|--|---|

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。自主的な対策として、2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>自主的対策として整備する重大事故等対処設備及び多様性拡張設備については、以下の表に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順></p> <p>多様性拡張設備として位置づける理由については、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.2.1(2)a.(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備></p> <p><添付十：1.2.1(2)b.(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備></p> <p>②自主的対策のための手順の確認結果については、以下のとおり。</p> <p>(1) フロントライン系の機能喪失時の手順等と(2) サポート系の機能喪失時手順等に整理して示す。</p> <p>(1) フロントライン系の機能喪失時の手順等</p> <p>a. 「電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順</p> <p>補助給水ポンプが使用できない場合には、脱気器タンク水を用いた電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>b. 「可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順</p> <p>補助給水ポンプの故障等により補助給水流量等が確認できない場合には、復水ピットを水源とした蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、可搬型ホース、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)等の運搬及び起動、蒸気発生器への注水を計6名により約110分で実施する。</p> <p>c. 「タービンバイパス弁による蒸気放出」のための手順</p> <p>主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>(2) サポート系の機能喪失時手順等</p> <p>a. 「窒素ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復」のための手順</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|--|
| | <p>主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失し、操作場所である主蒸気管室が高温又は空間線量である場合には、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する。また、この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計2名により、約10分で実施するとしている。</p> <p>b. 「大容量ポンプを用いたB 制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復」のための手段</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁の機能回復が必要となれば、大容量ポンプを用いてB制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁機能回復に着手する。</p> <p>また、この手順では、可搬型ホースの接続、ディスタンスピースの取替え、大容量ポンプの起動等を計20名により、約9時間で実施するとしている。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p> <hr/> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p> |

1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 1次冷却系のフィードアンドブリード【技術的能力】【有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2)①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.2.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.1(1) 1次冷却系のフィードアンドブリード>

<添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）**a. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】**

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.2.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.1(2)a. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

b. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.2.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.1(2)b. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第 1.2.4 図 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水 タイムチャート>

(3) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）**a. タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】**

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.2.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.1(3)a. タービンバイパス弁による蒸気放出>

<添付十：第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1/2）>

(4) 優先順位

手順の優先順位を、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水機能が喪失した場合について明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.2.2.2(4) 優先順位>

1.2.2.2 サポート系故障時の手順等**(1) 補助給水ポンプの機能回復****a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】**

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.2.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.2(1)a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復>

<添付十：第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第 1.2.7 図 タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復 タイムチャート>

b. 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】

<添付十：1.2.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.2(1)b. 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復>

<添付十：第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

(2) 主蒸気逃がし弁の機能回復**a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力】【有効性評価（第37条）】**

<添付十：1.2.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.2(2)a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.3.7図 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復 タイムチャート>

b. 窒素ポンプ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】

<添付十：1.2.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.2(2)b. 窒素ポンプ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.3.9図 窒素ポンプ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復 タイムチャート>

c. 大容量ポンプを用いたB 制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】

<添付十：1.2.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.2(2)c. 大容量ポンプを用いたB 制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（2/2）>

(3) 優先順位

手順の優先順位を、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水機能が喪失した場合について明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.2.2.1(5) 優先順位>

1.2.2.3 復旧に係る手順等【技術的能力】

<添付十：1.2.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.2(1)b. 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復>

<添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（2/2）>

<添付十：第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料1.2.7 全交流動力電源喪失時に補助給水系の起動に失敗した場合の処置について>

1.2.2.4 監視及び制御**(1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定【技術的能力】【有効性評価（第37条）】**

<添付十：1.2.1(2)c. 監視及び制御の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.4(1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定>

<添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 補助給水ポンプの作動状況確認【技術的能力】【有効性評価(第37条)】

<添付十：1.2.1(2)c. 監視及び制御の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.4(2) 補助給水ポンプの動作状況確認>

<添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御【技術的能力】【有効性評価(第37条)】

<添付十：1.2.1(2)c. 監視及び制御の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.4(3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御>

<添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(4) 蒸気発生器水位の制御【技術的能力】【有効性評価(第37条)】

<添付十：1.2.1(2)c. 監視及び制御の対応手段及び設備>

<添付十：1.2.2.4(4) 蒸気発生器水位の制御>

<添付十：第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 3及び設置許可基準規則第46条）

| | |
|--|--------|
| I 要求事項の整理..... | 1.3-3 |
| II 審査の視点・審査確認事項と確認結果..... | 1.3-5 |
| 1.3.1 対応手段と設備の選定..... | 1.3-5 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方..... | 1.3-5 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果..... | 1.3-6 |
| 1.3.2 重大事故等時の手順等..... | 1.3-9 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について..... | 1.3-9 |
| a. 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等..... | 1.3-9 |
| b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等..... | 1.3-10 |
| (2) 優先順位について..... | 1.3-11 |
| (3) 自主的対策のための設備及び手順等について..... | 1.3-12 |
| 1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等..... | 1.3-13 |
| (1) 1次冷却系統のフィードアンドブリード【技術的能力、有効性評価（第37条）】..... | 1.3-13 |
| (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）..... | 1.3-14 |
| a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプ補助による蒸気発生器への注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】..... | 1.3-14 |
| b. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】..... | 1.3-14 |
| c. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】..... | 1.3-14 |
| (3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）..... | 1.3-14 |
| a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力、有効性評価（第37条）】..... | 1.3-14 |
| b. タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】..... | 1.3-14 |
| (4) 加圧器補助スプレイ弁による減圧【自主対策】..... | 1.3-15 |
| (5) 優先順位..... | 1.3-15 |
| 1.3.2.2 サポート系故障時の手順等..... | 1.3-15 |
| (1) 補助給水ポンプの機能回復..... | 1.3-15 |
| a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】..... | 1.3-15 |
| b. 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】..... | 1.3-15 |
| (2) 主蒸気逃がし弁の機能回復..... | 1.3-15 |
| a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価（第37条）】..... | 1.3-15 |
| b. 窒素ポンペ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】..... | 1.3-15 |
| c. 大容量ポンプを用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】..... | 1.3-16 |
| (3) 加圧器逃がし弁の機能回復..... | 1.3-16 |
| a. 窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価（第37条）】..... | 1.3-16 |
| b. 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復【自主対策】..... | 1.3-16 |
| c. 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復【技術的能力】..... | 1.3-16 |
| d. 空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復【自主対策】..... | 1.3-16 |
| e. 大容量ポンプを用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）による加圧器逃がし弁の機能回復【自主対策】..... | 1.3-17 |

| | |
|---|--------|
| (3) 優先順位..... | 1.3-17 |
| 1.3.3 復旧に係る手順等【技術的能力】 | 1.3-17 |
| 1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順【技術的能力、有効性評価 (第 37 条)】 | 1.3-17 |
| 1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損時減圧継続の手順【技術的能力、有効性評価 (第 37 条)】 | 1.3-17 |
| 1.3.6 インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順【技術的能力、有効性評価 (第 37 条)】 | 1.3-17 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.3原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.3原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|--|--|
| <p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> |

<設置許可基準規則第46条> (原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|--|
| <p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備) (原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備) 第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第46条 (原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備) 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 (1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の場合)。 (2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。 b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベを配備すること。 c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p> |

<有効性評価 (第37条)> (有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策 (手順等))

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策 (手順等) |
|----------------------------------|---|
| 2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失 | ・1次冷却系のフィードアンドブリード |
| 2.2 全交流電源喪失 | ・主蒸気逃がし弁 (現場手順操作) による主蒸気逃し弁の機能回復 |
| 2.6 ECCS注水機能喪失 | ・主蒸気逃がし弁による蒸気放出 ・電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 |
| 2.8 格納容器バイパス | ・蒸気発生器伝熱管破損発生時の手順 ・インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順 |
| 3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) | ・窒素ポンベ (代替制御用空気供給用) による加圧器逃がし弁の機能回復 ・炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順 |

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3項（以下「第46条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第46条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合には、2次冷却系からの除熱機能又は加圧器逃がし弁による減圧機能により1次冷却システムを減圧する必要があるが、2次冷却系からの除熱機能又は加圧器逃がし弁による減圧機能を有する設計基準事故対処設備が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第46条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第46条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第46条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>以下により、対応手段が網羅的に選定されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.3.1(2) 対応手段と設備の選定の結果></p> <p><添付十：第1.3.1～2 図 機能喪失原因対策分析></p> <p>2) 第46条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第46条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 常設直流電源系統喪失時において、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁の機能を回復するための設備（主蒸気逃がし弁（現場手動操作）、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び窒素ポンプ（代替制御用空気供給用））及び手順等。</p> <p>② 上記①の設備については、減圧用の弁の作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する設計とする。</p> <p>③ 常設直流電源喪失時においても減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作を行うため、代替電源による復旧を行うための手順等。</p> <p>④ 蒸気発生器伝熱管破損発生時又はインターフェイスシステム LOCA 発生時において、損傷箇所の隔離と1次冷却系の減圧を行うための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合において、高圧熔融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するため、1次冷却系を減圧するための設備及び手順等。</p> <p>また、第46条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として整備するものは、上記①、④、⑤に加え、以下の設備及び手順等としていることを確認した。</p> <p>① 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備（高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等）及び手順等。</p> <p>② 2次冷却系への注水及び蒸気放出による蒸気発生器2次側を用いた炉心冷却のための設備（電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等）及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、第46条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

| ○「第46条等」で求められている手順 | | 確認結果(大飯3・4号炉) |
|--------------------|--|--|
| | 規制要求事項 | |
| 【設備(配備)】※1 | <p>1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること(BWRの場合)。</p> <p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁(逃がし安全弁(BWRの場合)又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁(PWRの場合))を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベを配備すること。</p> | <p>以下により、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)、窒素ポンベ(代替制御用空気供給用)を可搬型重大事故防止設備として新たに整備することを確認した。 <添付十:1.3.1(2)b.サポート系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p>(1) 当該申請号機はPWRなので該当なし。</p> <p>(2) a) 主蒸気逃がし弁(現場手動操作)、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用) b) 窒素ポンベ(代替制御用空気供給用)</p> |

| | | |
|------------------|---|--|
| <p>【技術的能力】※3</p> | <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> | <p>以下により、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が、整理されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.3.1(2) a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p><添付十：1.3.1(2) b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p>(1)</p> <p>a) 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順</p> <p>b) 窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順</p> <p>(2) 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却系の減圧</p> <p>(4) 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却系の減圧</p> |
|------------------|---|--|

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第46条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.3

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「1次冷却系のフィードアンドブリード」、「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」、「主蒸気逃がし弁による蒸気放出」、「蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順」、「インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順」、「窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復」、「炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順」等を整備するとしていることを確認した。

1.3.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 第46条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認 する。</p> | <p>第46条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.3.2.1(1)、(2)a.、(3)a.、1.3.2.2(1)a.、b.、(2)a.、(3)a.、(3)c.、1.3.4、1.3.5、1.3.6に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 可搬型重大事故防止設備等を用いた1次冷却系の減圧。このために、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁（現場手動操作） を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）を 可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁、主蒸 気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する ための1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認 する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている ことを確認した。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、＜添付十：「第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器」＞に示されている。</p> <p>a. 「可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復」のための手順 直流電源喪失時であって、1次冷却材圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし 弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順では、バッテリー接続及び加圧器逃がし弁の開操作 を計4名により、約65分で実施する。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、＜添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器＞に示されている。</p> <p>b. 「窒素ポンペによる加圧器逃がし弁の機能回復」のための手順 全交流動力電源喪失時に制御用空気圧縮機停止により、制御用空気が喪失した際に、1次冷却材圧力を減圧するため加圧器逃がし弁 の開操作が必要な場合には、窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。 この手順では、窒素ポンペ接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計2名により、約45分で実施する。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、＜添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器＞に整理されている。</p> <p>c. 「SGTR発生時の一次冷却系の漏えい抑制」のための手順 1次冷却材圧力の低下及び破損蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断し、破損側蒸気発生器の隔離 操作完了後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗したと判断した場合には、1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|
| | <p>圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、蒸気発生器の隔離等を計4名により実施する。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、＜添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器＞に整理されている。</p> <p>d. 「インターフェイスシステムLOCA発生時の一次冷却系の漏えい抑制」のための手順</p> <p>1 次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいと判断した場合には、インターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、余熱除去系の隔離等を計5名により実施する。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、＜添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器＞に整理されている。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 手順を明確化していること、b) 窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復の手順等について、系統構成、設定圧力等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間等でのアクセシビリティを確保していること、d) 携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e) 窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）の接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.3.2.1(1)、(2)a.、(3)a.、(2)a.、(3)a.、1.3.4、1.3.5、1.3.6に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 可搬型重大事故防止設備等を用いた1次冷却系の減圧。そのため、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）、窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 1次冷却系のフィードアンドブリード。このために、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>e. 蒸気発生器2次側による炉心冷却。このために、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、復水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順</p> | <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「手動による主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却による1次冷却系減圧」のための手順</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>蒸気発生器への注水が確保され、中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない場合には、手動による主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器2次側による炉心冷却による1次冷却系減圧の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計5名により、約30分で実施する。</p> <p>b. 「加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリード」のための手順</p> <p>補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示10%未満）になった際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合には、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開操作を1名により実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 手順着手の判断基準が明確であること、b) 1次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作等を定めていること、手動による主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却による1次冷却系減圧の手順等については、蒸気発生器伝熱管破損の有無の確認、主蒸気逃がし弁の開操作の手順等を定め、それぞれの手順において必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>フロントライン系故障時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順及びサポート系故障時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.3.2.1(6)及び1.3.2.2(5)のとおり。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。自主的な対策として、1次冷却系の減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>自主的対策として整備する重大事故等対処設備及び多様性拡張設備については、以下の表に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第1.3.1～2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順></p> <p>多様性拡張設備として位置づける理由については、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.3.1(2)a.(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備></p> <p><添付十：1.3.1(2)b.(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備></p> <p>② 自主的対策のための手順の確認結果については、以下のとおり。</p> <p>(1) フロントライン系の機能喪失時の手順等と(2) サポート系の機能喪失時手順等に整理して示す。</p> <p>(1) フロントライン系の機能喪失時手順等</p> <p>a. 「電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順</p> <p>補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、外部電源により所内常用電源が受電され、2次冷却系の設備が運転中の場合、脱気器タンク水を用いた電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>b. 「タービンバイパス弁による蒸気放出」のための手順</p> <p>主蒸気逃がし弁による蒸気放出が蒸気発生器蒸気圧力等で確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>c. 「加圧器補助スプレイ弁を用いた1次冷却系減圧」のための手順</p> <p>加圧器逃がし弁の故障等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合であって、充てんポンプの運転及び体積制御タンク等の水位が確保され充てんラインが使用可能な場合、加圧器補助スプレイ弁を用いた1次冷却系減圧に着手する。この手順では、計2名により約15分で実施する。</p> <p>d. 「可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順</p> <p>補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合には、復水ピットを水源とした蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、可搬型ホース、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）等の運搬及び起動、蒸気発生器への注水を計6名により約110分で実施する。</p> |
| | <p>(2) サポート系の機能喪失時手順等</p> <p>a. 「窒素ポンペ（主蒸気逃がし弁作動用）」のための手順</p> <p>全交流動力電源喪失の発生により主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失し、操作場所である主蒸気管室が高温又は高線量である場合、窒素ポンペ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作を計2名により、約60分で実施するとしている。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|----------------|
| | |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|--|
| <p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※ ※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に [] 内の事項で標記する。以降同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針 <u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u> ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準が明確 (具体的な数値若しくは状況を示している) であることを確認する。{判断基準} b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。(どのような場合に手順に着手するか確認する。){着手タイミング} c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器} ②必要な人員等 a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順} b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価 (第37条) で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等} c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器} d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え] (該当する場合に記載する。) ③アクセスルートの確保等 a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート} b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等} c. 作業環境 (放射線環境、作業空間、温度等) に支障がないことを確認する。{作業環境} ※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a. ~c. についての記載は不要。</p> |
| <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u> ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準} b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順} c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p> |

1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 1次冷却システムのフィードアンドブリード【技術的能力、有効性評価 (第37条)】

確認項目 1)、2) ①~③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十: 1.3.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.1(1) 1次冷却系のフィードアンドブリード>

<添付十：第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

(2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプ補助による蒸気発生器への注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.1(2)a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプ補助による蒸気発生器への注水>

<添付十：第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.1(2)b. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

c. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.1(2)c. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水>

<添付十：第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

(3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.1(3)a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出>

<添付十：第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

b. タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.1(3)b. タービンバイパス弁による蒸気放出>

<添付十：第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

(4) 加圧器補助スプレイ弁による減圧【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.1(4)a. 加圧器補助スプレイ弁による減圧>

<添付十：第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

(5) 優先順位

フロントライン系機能喪失時に、1次冷却系の減圧機能が喪失している場合の減圧手段である蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた減圧時の蒸気発生器への注水の優先順位を明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.3.2.1(6) 優先順位>

1.3.2.2 サポート系故障時の手順等**(1) 補助給水ポンプの機能回復****a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】**

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(1)a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

b. 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(1)b. 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

(2) 主蒸気逃がし弁の機能回復**a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価（第37条）】**

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(2)a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.3.7図 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復 タイムチャート>

b. 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(2)b. 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

c. 大容量ポンプを用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】

確認項目1)、2)①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(2)c. 大容量ポンプを用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

(3) 加圧器逃がし弁の機能回復

a. 窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2)①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(3)a. 窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.3.11図 窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復 タイムチャート>

b. 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復【自主対策】

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(3)b. 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.3.13図 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復 タイムチャート>

c. 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復【技術的能力】

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(3)c. 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.3.15図 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復 タイムチャート>

d. 空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復【自主対策】

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(3)d. 空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

e. 大容量ポンプを用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）による加圧器逃がし弁の機能回復【自主対策】

<添付十：1.3.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.3.2.2(3)e. 大容量ポンプを用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）による加圧器逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.3.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

(3) 優先順位

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、サポート系機能喪失時に、原子炉の冷却機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.3.2.2(5) 優先順位>

1.3.3 復旧に係る手順等【技術的能力】

<添付十：1.3.3 復旧に係る手順>

1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.3.1(1)c. 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順及び設備>

<添付十：1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順及び設備>

<添付十：第1.3.3表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損時減圧継続の手順【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.3.1(1)d. 蒸気発生器伝熱管破損時減圧継続の手順及び設備>

<添付十：1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損時減圧継続の手順>

<添付十：第1.3.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.3.18図 蒸気発生器伝熱管破損発生時の手順 タイムチャート>

1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.3.1(1)e. インターフェイスシステムLOCA発生時の手順>

<添付十：1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順>

<添付十：第1.3.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順>

<添付十：第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.3.18図 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順 タイムチャート>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.4及び設置許可基準規則第47条）

- 1. 要求事項の整理 1.4-4
- II 審査の視点・審査確認事項と確認結果 1.4-5
- 1.4.1 対応手段と設備の選定 1.4-6
 - (1) 対応手段と設備の選定の考え方 1.4-6
 - (2) 対応手段と設備の選定の結果 1.4-7
- 1.4.2 重大事故等時の手順等 1.4-10
 - (1) 規制要求に対する設備及び手順等について 1.4-10
 - a. 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等 1.4-10
 - b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 1.4-11
 - (2) 優先順位について 1.4-12
 - (3) 自主的対策のための設備及び手順等について 1.4-12
- 1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 1.4-14
 - (1) フロントライン系故障時の手順等 1.4-14
 - a. 炉心注水 1.4-14
 - (a) A、B充てんポンプによる炉心注水【自主対策】 1.4-14
 - b. 代替炉心注水 1.4-15
 - (a) A 格納容器スプレイポンプ（RHR S - CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水【技術的能力】 1.4-15
 - (b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】 1.4-15
 - (c) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水【自主対策】 1.4-15
 - (d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】 1.4-15
 - c. 代替再循環運転 1.4-15
 - (a) A 格納容器スプレイポンプ（RHR S - CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】 1.4-15
 - (b) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順【技術的能力、有効性評価（第37条）】 1.4-15
 - d. 再循環運転 1.4-16
 - (a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】 1.4-16
 - e. 優先順位 1.4-16
 - (2) サポート系故障時の手順等 1.4-17
 - a. 代替炉心注水 1.4-17
 - (a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】 1.4-17
 - (b) A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水【自主対策】 1.4-17
 - (c) B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水【技術的能力】 1.4-17
 - (d) A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S - CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水【自主対策】 1.4-17
 - (e) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心【自主対策】 1.4-17
 - (f) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】 1.4-17
 - b. 代替再循環運転 1.4-18

- (a) B 高圧注入ポンプ (海水冷却) による高圧代替再循環運転【技術的能力、有効性評価 (第 37 条)】 1.4-18
- (b) A 余熱除去ポンプ (空調用冷水) による低圧代替再循環運転【自主対策】 1.4-18
- c. 優先順位 1.4-18
- (3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等【技術的能力、自主対策】 1.4-18
- 1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 1.4-19
 - (1) フロントライン系故障時の手順等 1.4-19
 - a. 2次冷却系からの除熱 (注水) 1.4-19
 - (a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】 1.4-19
 - (b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】 1.4-19
 - (c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) による蒸気発生器への注水【自主対策】 1.4-19
 - b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出) 1.4-19
 - (a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力】 1.4-19
 - (b) タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】 1.4-19
 - c. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード【技術的能力、自主対策】 1.4-19
 - (2) サポート系故障時の手順等 1.4-20
 - a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水) 1.4-20
 - (a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力、有効性評価 (第 37 条)】 1.4-20
 - (b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) による蒸気発生器への注水【自主対策】 1.4-20
 - b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出) 1.4-20
 - (a) 主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) による蒸気放出【技術的能力、有効性評価 (第 37 条)】 1.4-20
 - c. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード【技術的能力、自主対策】 1.4-20
 - (3) 優先順位 1.4-20
- 1.4.2.3 運転停止中の場合 1.4-21
 - (1) フロントライン系故障時の手順等 1.4-21
 - a. 炉心注水 1.4-21
 - (a) A、B 充てんポンプによる炉心注水【技術的能力、有効性評価 (第 37 条)】 1.4-21
 - (b) 高圧注入ポンプによる炉心注水【技術的能力】 1.4-21
 - (c) 蓄圧タンクによる炉心注水【技術的能力、有効性評価 (第 37 条)】 1.4-21
 - b. 代替炉心注水 1.4-21
 - (a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水【技術的能力、有効性評価 (第 37 条)】 1.4-21
 - (b) A 格納容器スプレイポンプ (R H R S - C S S 連絡ライン使用) による代替炉心注水【技術的能力】 1.4-21
 - (c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】 1.4-21
 - (d) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水【自主対策】 1.4-22
 - (e) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】 1.4-22
 - c. 代替再循環運転 1.4-22
 - (a) A 格納容器スプレイポンプ (R H R S - C S S 連絡ライン使用) による代替再循環運転【技術的能力】 1.4-22
 - d. 再循環運転 1.4-22
 - (a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転【技術的能力】 1.4-22

| | |
|--|--------|
| e. 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水) | 1.4-22 |
| (a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】 | 1.4-22 |
| (b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】 | 1.4-22 |
| (c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) による蒸気発生器への注水【自主対策】 | 1.4-23 |
| f. 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出) | 1.4-23 |
| (a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力】 | 1.4-23 |
| (b) タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】 | 1.4-23 |
| g. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード【技術的能力、自主対策】 | 1.4-23 |
| h. 優先順位 | 1.4-24 |
| (2) サポート系故障時の手順等 | 1.4-24 |
| a. 代替炉心注水 | 1.4-24 |
| (a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水【自主対策】 | 1.4-24 |
| (b) 蓄圧タンクによる代替炉心注水【技術的能力、有効性評価 (第37条)】 | 1.4-24 |
| (c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力、有効性評価 (第37条)】 | 1.4-24 |
| (d) A 余熱除去ポンプ (空調用冷水) による代替炉心注水【自主対策】 | 1.4-24 |
| (e) B 充てんポンプ (自己冷却) による代替炉心注水【技術的能力】 | 1.4-24 |
| (f) A 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (R H R S - C S S 連絡ライン使用) による代替炉心注水【自主対策】 | 1.4-24 |
| (g) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水【自主対策】 | 1.4-25 |
| (h) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】 | 1.4-25 |
| b. 代替再循環運転 | 1.4-25 |
| (a) B 高圧注入ポンプ (海水冷却) による高圧代替再循環運転【技術的能力、有効性評価 (第37条)】 | 1.4-25 |
| (b) A 余熱除去ポンプ (空調用冷水) による低圧代替再循環運転【自主対策】 | 1.4-25 |
| c. 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水) | 1.4-25 |
| (a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力、有効性評価 (第37条)】 | 1.4-25 |
| (b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) による蒸気発生器への注水【自主対策】 | 1.4-25 |
| d. 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出) | 1.4-26 |
| (a) 主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) による蒸気放出【技術的能力、有効性評価 (第37条)】 | 1.4-26 |
| e. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード【技術的能力、自主対策】 | 1.4-26 |
| f. 優先順位 | 1.4-26 |
| (3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等【技術的能力、有効性評価 (第37条)】 | 1.4-26 |
| 1.4.2.4 格納容器隔離弁の閉止【技術的能力、有効性評価 (第37条)】 | 1.4-26 |
| 1.4.2.5 燃料の補給手順等 | 1.4-26 |
| (1) 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)、大容量ポンプ、送水車への燃料補給【技術的能力、有効性評価 (第37条)】 | 1.4-26 |
| 1.4.2.6 復旧に係る手順 | 1.4-26 |

I 要求事項の整理

1. 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、以下のとおり要求している。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|--|---|
| <p>1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> |

<設置許可基準規則第47条>（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|---|
| <p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|--------------------------------|---|
| 2.2 全交流電源喪失 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 ・ タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 ・ 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出 ・ B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転 ・ 原子炉格納容器隔離弁の閉止 |
| 2.7 ECCS再循環機能喪失 | <ul style="list-style-type: none"> ・ A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転 |
| 3.11 格納容器過温破損 3.12 格納容器過圧破損 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器隔離弁の閉止 |
| 5.1 崩壊熱除去機能喪失 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄圧タンクによる炉心注水 ・ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 ・ A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転 ・ 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等 ・ 原子炉格納容器隔離弁の閉止 |
| 5.2 全交流電源喪失（停止中） | <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄圧タンクによる代替炉心注水 ・ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 ・ B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転 ・ 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等 ・ 原子炉格納容器隔離弁の閉止 |
| 5.3 原子炉冷却材の流出 | <ul style="list-style-type: none"> ・ A、B 充てんポンプによる炉心注水 ・ A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転 ・ 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転 ・ 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等 ・ 原子炉格納容器隔離弁の閉止 |
| 5.4 反応度の誤投入 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等 |

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、①第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4項（以下「第47条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第47条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する設備を整備するとしており、「第47条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第47条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※¹を選定するとしており、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注入）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第47条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>以下により、対応手段が網羅的に選定されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.4.1(2) 対応手段と設備の選定の結果></p> <p><添付十：第1.4.1～4図 機能喪失原因対策分析></p> <p>2) 第47条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての主な確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第47条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としているとしていることを確認した。</p> <p>①代替炉心注入のための可搬式代替低圧注水ポンプ等及び手順等。</p> <p>②代替炉心注入のためのA格納容器スプレイポンプ（RHRS-GSS 連絡ライン使用。以下同じ。）、恒設代替低圧注水ポンプ等及び手順等。</p> <p>③全交流動力電源喪失を想定した代替電源設備（空冷式非常用発電装置）及び手順等（※¹）。</p> <p>④上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>⑤原子炉圧力容器に残存する熔融炉心を冷却するための設備及び手順等。</p> <p>また、第47条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、1次冷却系低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>①2次冷却系の注水及び減圧のための設備及び手順。</p> <p>②代替交流電源の確保及び代替炉心注水のための設備及び手順等。</p> <p>③代替設備を用いた代替再循環運転のための設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、1次冷却系低圧時に原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

(※¹) 代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

表1 規制要求事項に対応する手順

| ○「第47条等」で求められている手順 | | 確認結果(大飯3・4号炉) |
|--------------------|---|---|
| | 規制要求事項 | |
| 【設備(配備)】※1 | <p>第47条(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> | <p>以下により、可搬型重大事故防止設備が配されていることを確認した。</p> <p><添付十: 1.4.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p>以下により、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備が配されていることを確認した。</p> <p><添付十: 1.4.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備></p> |

| | | |
|------------------|---|--|
| <p>【技術的能力】※2</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> | <p>(1) 以下により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等が、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.4.1(1) 対応手段と設備選定の考え方></p> <p><添付十：1.4.1(2) 対応手段と設備選定の結果></p> <p>(2) 以下により、設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続するために必要な設備及び手順等が、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等></p> |
|------------------|---|--|

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第47条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.4

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水」、「電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水」、「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出」、「B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」、「格納容器隔離弁の閉止」、「A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転」、「蓄圧タンクによる炉心注水」、「原子炉格納容器内の作業員の退避」、「蓄圧タンクによる代替炉心注水」、「A、B 充てんポンプによる炉心注水」、「高圧注入ポンプによる高圧再循環運転」等に係る手順を整備していることを確認した。

1.4.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 第47条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第47条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.4.2.1(1)b.(a)、(b)、(d)等に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、第47条等に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 可搬型重大事故防止設備を用いた代替炉心注水。そのため、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車等を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。</p> <p>b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた代替炉心注水。そのため、A格格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）等を常設重大事故防止設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置を常設重大事故防止設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉圧力容器に残存する熔融炉心を冷却するための炉心冷却。そのため、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットを重大事故等対処設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプを常設重大事故防止設備として新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第47条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第47条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、＜添付十：「第1.4.7表 重大事故等対処に係る監視計器」＞に示されている。</p> <p>a. 「A格格納容器スプレイポンプ（RHRS - CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水」</p> <p>1 次冷却材喪失事象発生後、1 系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を余熱除去流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、A格格納容器スプレイポンプ（RHRS - CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、中央制御室及び現場での操作等を計2 名により、約20 分で実施する。</p> <p>b. 「恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水」</p> <p>A 格格納容器スプレイポンプ（RHRS - CSS 連絡ライン使用）による原子炉への注水が余熱除去流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合には、恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計4 名により、約30 分で実施する。</p> <p>c. 「可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水」</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水が余熱除去流量等により確認できない場合には、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計13 名により、約4 時間で実施する。</p> <p>d. 「熔融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却」</p> <p>炉心の著しい損傷、熔融が発生し、原子炉格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用）の温度差の変化により原子炉格納容器内が過熱状態であると判断した場合には、熔融炉心が原子炉圧力容器に残存す</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|---|
| | <p>る場合の冷却の手順に着手する。この手順では、原子炉格納容器への注水、原子炉格納容器の圧力及び温度の監視、注水の停止等を1名により実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等による必要な連絡手段を確保していること、可搬式代替低圧注水ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 有効性評価(第37条)等において位置づけた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.4.2.1(1)c.(a)、(b)、1.4.2.2(2)a.(a)、b.(a)等に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、有効性評価(第37条)において、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作等による蒸気発生器2次側を用いた炉心冷却。このために、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁(現場手動操作)等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 代替交流電源の確保及び代替炉心注水。そのため、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 代替設備を用いた代替再循環運転。このために、A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS 連絡ライン使用)、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、B高圧注入ポンプ(海水冷却)等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確</p> | <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>申請者は、1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器2次側を用いた炉心冷却(注水)」</p> <p>全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去流量等により確認できない際、2次冷却系の除熱に必要な復水ピットの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器2次側を用いた炉心冷却(注水)の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名で実施する。</p> <p>b. 「主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による蒸気発生器2次側を用いた炉心冷却(蒸気放出)」</p> <p>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去流量等により確認できない際、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合には、主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による蒸気発生器2次側を用いた炉心冷却(蒸気放出)の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作を計5名により約30分で実施す</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>保、通信設備や防護具など必要な装備を整備すること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>る。</p> <p>c. 「A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転」 余熱除去ポンプの故障等により再循環運転による原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合には、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転の手順に着手する。この手順では、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水を計2名により、約15分で実施する。</p> <p>d. 「原子炉格納容器内の作業員の退避」 運転停止中に、全交流動力電源喪失等により余熱除去系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、若しくは停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信した場合には、原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順に着手する。この手順では、退避指示、作業員の退域確認、エアロック閉止作業を計2名により、約30分で実施する。</p> <p>③作業環境等 ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等による必要な連絡手段を確保していること、現場で系統構成等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>1.4.1(2)で示した想定事象を踏まえ、「1次冷却材喪失事象が発生している場合の手順」、「1次冷却材喪失事象が発生していない場合の手順」、「運転停止中の場合の手順」のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.4.2.1(1)e.、(2)c.、1.4.2.2(3)、1.4.2.3(1)h.、(2)f. のとおり。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備等が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>1)</p> <p>① 申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。自主的な対策として、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備していることを確認した。 自主的対策として整備する重大事故等対処設備及び多様性拡張設備については、以下の表に示されていることを確認した。 <添付十：第1.4.1～2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順> 多様性拡張設備として位置づける理由については、以下に示されていることを確認した。 <添付十：1.4.1(2)(a)ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備></p> <p>② 自主的対策のための手順の確認結果については、以下のとおり（1）フロントライン系の機能喪失時の手順等と（2）サポート系の機能喪失時手順等に整理して示す。 （1）フロントライン系の機能喪失時手順等</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>a. 「電動消火ポンプ等による代替炉心注水」 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合であって、No. 2淡水タンクの水位が確保されており、かつ消火用として電動消火ポンプ等の必要のない場合、電動消火ポンプ等による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、原子炉への注水を計3名により、約40分を実施する。</p> <p>b. 「電動主給水ポンプ等による蒸気発生器への注水」 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合には、脱気器タンク水を用いた電動主給水ポンプ等による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>c. 「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水」 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが使用できない場合には、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の起動及び蒸気発生器への注水を計6名により、約110分を実施する。</p> <p>d. 「タービンバイパス弁による蒸気放出」 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>e. 「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」 主蒸気逃がし弁（手動）による2次冷却系からの冷却効果がなくなり、低温停止に移行する場合で、かつ、ポンプ車等により蒸気発生器への注水が確保されている場合には、主蒸気管ドレンライン使用による蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順は計43名により約48時間で実施する。</p> <p>(2) サポート系の機能喪失時手順等</p> <p>a. 「A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水」 B充てんポンプ（自己冷却）の機能喪失により、原子炉への注水を確認できない場合において、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の起動及び運転、原子炉への注水を計6名により約85分を実施する。</p> <p>b. 「燃料取替用水ピット（重力注水）による代替炉心注水」 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合において、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、燃料取替用水ピット（重力注水）による代替炉心注水に着手する。この手順では系統構成、余熱除去ポンプRWSピット及び再循環サンプ側入口弁の開操作、燃料取替用水ピットからの重力注入による原子炉への注水を2名により約25分を実施する。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※ ※ 1.4.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に〔 〕内の事項で標記する。以降同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針 ○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準} b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング} c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順} b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等} c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器} d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート} b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等} c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p> <hr/> <p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準} b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順} c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p> |

1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 炉心注水

(a) A、B充てんポンプによる炉心注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(1)a(a) A、B 充てんポンプによる炉心注水>

<添付十：第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時）>

b. 代替炉心注水

(a) A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(1)b(a) A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時）>

(b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(1)b(b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時）>

(c) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(1)b(c) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時）>

(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(1)b(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時）>

c. 代替再循環運転

(a) A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(1)d(a) A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転>

<添付十：第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時）>

(b) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(1)d(b) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順>

<添付十：第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時）>

d. 再循環運転

(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(1)c(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転>

<添付十：第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時）>

e. 優先順位

1 次冷却材喪失事象が発生しフロントライン系機能喪失時の、非常用炉心冷却設備による原子炉への注水機能が喪失した場合の原子炉の冷却手段の優先順位を明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.4.2.1(1)f. 優先順位>

(2) サポート系故障時の手順等**a. 代替炉心注水****(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】**

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(2)a(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第1.4.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時）>

(b) A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(2)a(b) A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水>

<添付十：第1.4.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時）>

(c) B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(2)a(c) B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水>

<添付十：第1.4.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時）>

(d) A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S－CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(2)a(d) A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S－CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水>

<添付十：第1.4.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時）>

(e) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(2)a(e) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心>

<添付十：第1.4.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時）>

(f) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(2)a(f) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第1.4.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時）>

b. 代替再循環運転**(a) B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】**

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(2)b(a)i. B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運>

<添付十：第1.4.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時）>

(b) A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(2)b(b)i A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転>

<添付十：第1.4.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時）>

c. 優先順位

1 次冷却材喪失事象が発生しサポート系機能喪失時の、非常用炉心冷却設備による原子炉への注水機能が喪失した場合の原子炉の冷却手段の優先順位を明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.4.2.1(2)e. 優先順位>

(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等【技術的能力、自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)a.(c) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.1(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等>

<添付十：第1.4.3表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（溶融デブリが原子炉容器に残存する場合）>

1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合**(1) フロントライン系故障時の手順等****a. 2次冷却系からの除熱（注水）****(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】**

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(1)a(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合）>

(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(1)a(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合）>

(c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(1)a(c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合）>

b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）**(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力】**

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(1)b(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出>

<添付十：第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合）>

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(1)b(b) タービンバイパス弁による蒸気放出>

<添付十：第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合）>

c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード【技術的能力、自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(1)c 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード>

<添付十：第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合）>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(2)a.(a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合）>

(b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(2)a.(b)蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合）>

b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(2)b.(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出>

<添付十：第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合）>

c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード【技術的能力、自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)b.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.2(2)c 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード>

(3) 優先順位

1 次冷却材喪失事象でない場合に、フロントライン系又はサポート系機能喪失により原子炉の冷却機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.4.2.2(4). 優先順位>

1.4.2.3 運転停止中の場合

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 炉心注水

(a) A、B充てんポンプによる炉心注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)a(a) A、B充てんポンプによる炉心注水>

<添付十：第1.4.5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

(b) 高圧注入ポンプによる炉心注水【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)a(b) 高圧注入ポンプによる炉心注水>

<添付十：第1.4.5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

(c) 蓄圧タンクによる炉心注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)a(c) 蓄圧タンクによる炉心注水>

<添付十：第1.4.5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

b. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)b(a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水>

<添付十：第1.4.5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

(b) A格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)b(b) A格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水>

<添付十：第1.4.5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

(c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)b(c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

(d) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)b(d) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

(e) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)b(e) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

c. 代替再循環運転

(a) A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)d(a) A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

d. 再循環運転

(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)c(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

e. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)e(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)e(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

(c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)e(c) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

f. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却(蒸気放出)

(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)f(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)f(b) タービンバイパス弁による蒸気放出>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

g. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード【技術的能力、自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(1)g 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード>

<添付十：第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のフロントライン系機能喪失時）>

h. 優先順位

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.4.2.3(1)i. 優先順位>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)a.(a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

(b) 蓄圧タンクによる代替炉心注水【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)a.(b) 蓄圧タンクによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

(c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)a.(c) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

(d) A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)a.(d) A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

(e) B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)a.(e) B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

(f) A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S - CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)a.(f) A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

(g) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)a.(g) ディーゼル消火ポンプ又は電動消火ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

(h) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)a.(h) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

b. 代替再循環運転

(a) B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)b.(a)i. B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

(b) A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)b.(b)i. A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

c. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)c.(a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

(b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)c.(b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水>

<添付十：第1.4.6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

d. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)d.(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出>

<添付十：第1.4.6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

e. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード【技術的能力、自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.1(2)c.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.4.2.3(2)e. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード>

<添付十：第1.4.6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（運転停止中のサポート系機能喪失時）>

f. 優先順位

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.4.2.3(2)g. 優先順位>

(3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.2.3(3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等>

1.4.2.4 格納容器隔離弁の閉止【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.2.1(2)c. 格納容器隔離弁の閉止>

1.4.2.5 燃料の補給手順等

(1) 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプ、送水車への燃料補給【技術的能力、有効性評価（第37条）】

当該手順は、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプ、送水車を運転する場合の燃料補給を行う手段であり、有効性評価（第37条）における格納容器過圧破損事象等で解析上考慮している手段であること、重大事故等対処設備として燃料油貯蔵タンク又は重油タンクからタンクローリー等を用いること確認した。

1.4.2.6 復旧に係る手順

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.4.2.4 復旧に係る手順>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.5及び設置許可基準規則第48条）

| | |
|---|--------|
| I 要求事項の整理 | 1.5-3 |
| II 審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.5-5 |
| 1.5.1 対応手段と設備の選定 | 1.5-5 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.5-5 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.5-6 |
| 1.5.2 重大事故等時の手順等 | 1.5-8 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.5-8 |
| a. 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.5-8 |
| b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.5-9 |
| (2) 優先順位について | 1.5-10 |
| (3) 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.5-10 |
| 1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等 | 1.5-13 |
| (1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水） | 1.5-13 |
| a. 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】 | 1.5-13 |
| b. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】 | 1.5-13 |
| c. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】 | 1.5-13 |
| (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出） | 1.5-13 |
| a. 所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価（第37条）】 | 1.5-13 |
| b. タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】 | 1.5-13 |
| c. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】 | 1.5-13 |
| d. 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価（第37条）】 | 1.5-13 |
| (3) 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード | 1.5-14 |
| a. ポンプ車を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード【自主対策】 | 1.5-14 |
| (4) 格納容器内自然対流冷却 | 1.5-14 |
| a. 大容量ポンプ車を用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【技術的能力、有効性評価（第37条）】 | 1.5-14 |
| (5) 代替補機冷却 | 1.5-14 |
| a. 大容量ポンプ車による補機冷却水（海水）通水【技術的能力、有効性評価（第37条）】 | 1.5-14 |
| b. 空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却【自主対策】 | 1.5-14 |
| (6) 大容量ポンプによる代替補機冷却 | 1.5-14 |
| a. 補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却【自主対策】 | 1.5-14 |
| (7) 優先順位 | 1.5-14 |
| 1.5.2.2 サポート系故障時の手順等 | 1.5-15 |
| (1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水） | 1.5-15 |
| a. タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】 | 1.5-15 |
| b. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】 | 1.5-15 |

| | |
|---|--------|
| (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出) | 1.5-15 |
| a. 主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.5-15 |
| b. 窒素ポンペ(主蒸気逃がし弁作動用)による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】 | 1.5-15 |
| c. 大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機(海水冷却)による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】 | 1.5-15 |
| (3) 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード | 1.5-15 |
| a. ポンプ車を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード【自主対策】 | 1.5-15 |
| (4) 格納容器内自然対流冷却 | 1.5-16 |
| a. 大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.5-16 |
| (5) 大容量ポンプによる代替補機冷却 | 1.5-16 |
| a. 大容量ポンプ車による補機冷却海水通水【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.5-16 |
| b. 補機冷却水(大容量ポンプ冷却)による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却【自主対策】 | 1.5-16 |
| (6) 優先順位 | 1.5-16 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|---|
| <p>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心損傷防止</p> <p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> |

<設置許可基準規則第48条>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|---|
| <p>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策(手順等)>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策(手順等) |
|--------------------------------|--|
| 2.2 全交流動力電源喪失 | (フロントライン系故障、サポート系故障) ・主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復 ・大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水 ・大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 (サポート系故障) ・タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 |
| 2.3 原子炉補機冷却機能喪失 | (フロントライン系故障、サポート系故障) ・主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復 ・大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水 ・大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 (サポート系故障) ・タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 |
| 3.11 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損) | (サポート系故障) |
| 3.12 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損) | ・移動式大容量ポンプ車を用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 |
| 5.2 全交流動力電源喪失(停止中) | (サポート系故障時) ・移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水 ・移動式大容量ポンプ車を用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 |

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項（以下「第48条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

1.5.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第48条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するため対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第48条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第48条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリ一解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第48条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>以下により、対応手段が網羅的に選定されていることを確認した。</p> <p>＜添付十：1.5.1(2) 対応手段と設備の選定の結果＞</p> <p>＜添付十：第1.5.1図 機能喪失原因対策分析＞</p> <p>2) 第48条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備及び手順等の整備）</p> <p>第48条等の要求事項に対応するため、タービン動補助給水ポンプ等により蒸気発生器2次側へ給水するとともに、主蒸気逃がし弁から蒸気を放出する蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 主蒸気逃がし弁から蒸気を放出するとともに蒸気発生器2次側へ給水する2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順。</p> <p>③ 大容量ポンプを用いて代替補機冷却を実施するための設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、第48条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第48条等」で求められている手順

| 規制要求事項 | | 確認結果(大飯3・4号炉) |
|------------------------|---|--|
| 【設備(配備)】※ ¹ | <p>第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>イ) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>ハ) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>ロ) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>ニ) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> | <p>イ) 以下より、炉心の著しい損傷等を防止するために重大事故防止設備を整備することを確認した。</p> <p><添付十: 1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p><添付十: 1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p>ロ) 多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることについての具体的な確認は、設備審査確認事項へ</p> <p>ハ) 以下により、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁(現場手動操作)を最終的な熱の逃がし場への熱の輸送手段として用いることを確認した。</p> <p><添付十: 1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備></p> <p>ニ) 格納容器圧力逃がし装置はBWRのみで、PWRは該当しない。</p> |
| 【技術的能力】※ ³ | <p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心損傷防止</p> <p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上でタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> | <p>(1) 以下により、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が、整理されていることを確認した。</p> <p><添付十: 1.5.1(1) 対応手段と設備選定の考え方></p> <p><添付十: 1.5.1(2) 対応手段と設備選定の結果></p> |

※1:【設備(設置/配備)】:設置許可基準規則第48条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2:【設備(措置)】:【設備(設置/配備)】以外の要求事項

※3:【技術的能力】:重大事故等防止技術的能力基準1.5

○有効性評価(第37条)で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水」、「主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による主蒸気逃がし弁の機能回復」、「移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」、「移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水」等に係る手順を整備するとしていることを確認した。

1.5.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 第48条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第48条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.5.2.1(1)a.、(2)c.、(4)a.、(5)a.、1.5.2.2(1)a.、(2)a.、(4)a.、(5)a.に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第48条等に基づく要求事項に対応するため、その対策として 2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するとし、そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、主蒸気逃がし弁等を重大事故防止設備として位置付けるとしていることを確認した。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等 1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、<添十：「第1.5.3表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されている。</p> <p>a. 「電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、復水ピットの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施するとしていることを確認した。</p> <p>b. 「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」のための手順 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確認された場合には、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計5名により約30分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>③作業環境等 a) 現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、d) 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.5.2.1(1)a.、(2)c.、(4)a.、(5)a.、1.5.2.2(1)a.、(2)a.、(4)a.、(5)a.に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 2次冷却系のフィードアンドブリードを実施。そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 格納容器内自然対流冷却を実施。そのため、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 代替補機冷却を実施。そのため、大容量ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等 1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」のための手順 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続、系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計21名により約8時間で実施する。</p> <p>b. 「大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水」のための手順 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、大容量ポンプによる補機冷却水（海水）の通水による代替補機冷却の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続、系統構成等を計20名により約9時間で実施する。</p> <p>③作業環境等 a) 大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続等、系統構成、通水作業の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、d) 大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>フロントライン系故障時及びサポート系故障時の手順について、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容については1.5.2.1(8)、1.5.2.2(7)のとおり。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>1)</p> <p>① 申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。自主的な対策として、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>自主的対策として整備する重大事故等対処設備及び多様性拡張設備については、以下の表に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）></p> <p><添付十：第1.5.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）></p> <p>多様性拡張設備として位置づける理由については、以下に示されていることを確認した。</p> <p><添付十：1.5.1(2)a.(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備></p> <p><添付十：1.5.1(2)b.(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備></p> <p>② 自主的対策のための手順の確認結果については、以下のとおり</p> <p>(1) フロントライン系の機能喪失時の手順等と (2) サポート系の機能喪失時手順等に整理して示す。</p> <p>(1) フロントライン系の機能喪失時の手順等</p> <p>a. 「電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順</p> <p>補助給水ポンプが使用できない場合には、脱気器タンク水を用いた電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>b. 「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水」のための手順</p> <p>補助給水ポンプ及び電動主給水ポンプが使用できない場合には、復水ピットを水源とした蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の起動を計6名により、約110分で実施する。</p> <p>c. 「所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復」のための手順</p> <p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、制御用圧縮空気が供給されない場合には、所内用空気圧縮機による代替空気供給に着手する。この手順は、計2名により約20分で実施する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>d. 「タービンバイパス弁による蒸気放出」のための手順 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が受電され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>e. 「空調用冷水ポンプによるA 余熱除去ポンプ代替補機冷却」のための手順 原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水が原子炉補機冷却供給母管流量等にて確認できない場合であって、非常用炉心冷却設備作動信号が発信している場合には、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却に着手する。この手順では、系統構成、通水作業等を計2名により、約35分で実施する。</p> |
| | <p>(2) サポート系の機能喪失時手順等</p> <p>a. 「蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水」 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水ができない場合には、復水ピットを水源とした、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の起動を計6名により、約110分で実施する。</p> <p>b. 「窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復」 主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失し、現場の環境が悪化し、中央制御室からの遠隔操作を実施する場合、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復に着手する。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計2名により、約60分で実施する。</p> <p>c. 「大容量ポンプを用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復」 全交流動力電源が喪失し、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより、制御用空気圧縮機が停止し駆動用空気が喪失した場合には、大容量ポンプを用いてB制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁機能回復に着手する。また、この手順では、可搬型ホースの接続、ディスタンスピースの取替え、大容量ポンプの起動等を計20名により、約9時間で実施する。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p> |
| <p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p> |

1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

a. 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(1)a. 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

b. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(1)b. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

c. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(1)c. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

(2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

a. 所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(2)a. 所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第1.5.3図 所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復 タイムチャート>

b. タービンバイパス弁による蒸気放出【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(2)b. タービンバイパス弁による蒸気放出>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

c. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(2)c. 所主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

d. 窒素ポンペ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(2)d. 窒素ポンペ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

(3) 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

a. ポンプ車を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(3)a. ポンプ車を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第1.5.3図 所内用空気圧縮機による主蒸気逃がし弁の機能回復 タイムチャート>

(4) 格納容器内自然対流冷却

a. 大容量ポンプ車を用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(4)a. 大容量ポンプ車を用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

(5) 代替補機冷却

a. 大容量ポンプ車による補機冷却水（海水）通水【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(5)a. 大容量ポンプ車による補機冷却水（海水）通水>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第1.5.3表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.5.7図 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水 タイムチャート>

b. 空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(5)b. 大容量ポンプ車による補機冷却水（海水）通水>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第1.5.9図 空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却 タイムチャート>

(6) 大容量ポンプによる代替補機冷却

a. 補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.1(6)a. 補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却>

<添付十：第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第1.5.11図 補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却 タイムチャート>

(7) 優先順位

フロントライン系機能喪失時に、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段である蒸気発生器2次側による原子炉の冷却のために蒸気発生器へ注水する優先順位を明確化していることを以下により

確認した。

<添付十：1.5.2.1（8）優先順位>

1.5.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

a. タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.2(1)a. タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水>

<添付十：第1.5.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

b. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.2(1)b. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水>

<添付十：第1.5.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

(2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.2(2)a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.5.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

b. 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.2(2)b. 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.5.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

c. 大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.2(2)c. 大容量ポンプ車を用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復>

<添付十：第1.5.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

(3) 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

a. ポンプ車を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.2(3)a. ポンプ車を使用した蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード>

<添付十：第1.5.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

(4) 格納容器内自然対流冷却**a. 大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】**

<添付十：1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.2(4)a. 大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

<添付十：第 1.5.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

<添付十：第 1.5.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(5) 大容量ポンプによる代替補機冷却**a. 大容量ポンプ車による補機冷却海水通水【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】**

<添付十：1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.2(5)a. 大容量ポンプ車による補機冷却海水通水>

<添付十：第 1.5.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

<添付十：第 1.5.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却【自主対策】

<添付十：1.5.1(2)b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.5.2.2(5)b. 補機冷却水（大容量ポンプ冷却）による余熱除去ポンプを用いた代替炉心冷却>

<添付十：第 1.5.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系機能喪失時）>

(6) 優先順位

全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失している場合の冷却手段として、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却のための蒸気発生器へ注水する優先順位を明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.5.2.2(7) 優先順位>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (重大事故等防止技術的能力基準1.6及び設置許可基準規則第49条)

| | | |
|---------|--|--------|
| I | 要求事項の整理 | 1.6-2 |
| II | 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.6-4 |
| 1.6.1 | 対応手段と設備の選定 | 1.6-4 |
| (1) | 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.6-4 |
| (2) | 対応手段と設備の選定の結果 | 1.6-5 |
| 1.6.2 | 重大事故等時の手順等 | 1.6-7 |
| (1) | 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.6-7 |
| a. | 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.6-7 |
| b. | 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.6-9 |
| (2) | 優先順位について | 1.6-10 |
| (3) | 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.6-10 |
| 1.6.2.1 | フロントライン系故障時の手順等 | 1.6-12 |
| (1) | 格納容器内自然対流冷却 | 1.6-12 |
| a. | A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【有効性評価(第37条)、技術的能力(第49条等)】 | 1.6-12 |
| (2) | 代替格納容器スプレイ | 1.6-13 |
| a. | 恒設代替低圧ポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力(第49条等)】 | 1.6-13 |
| b. | 電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】 | 1.6-13 |
| c. | 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ | 1.6-13 |
| (3) | 優先順位 | 1.6-14 |
| 1.6.2.2 | サポート系故障時の手順等 | 1.6-14 |
| (1) | 格納容器内自然対流冷却 | 1.6-14 |
| a. | 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【有効性評価(第37条)、技術的能力(第49条等)】 | 1.6-14 |
| (2) | 代替格納容器スプレイ | 1.6-14 |
| a. | 恒設代替低圧ポンプによる代替格納容器スプレイ【有効性評価(第37条)、技術的能力(第49条等)】 | 1.6-14 |
| b. | A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ【自主対策】 | 1.6-14 |
| c. | ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】 | 1.6-15 |
| d. | 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ | 1.6-15 |
| (3) | 優先順位 | 1.6-15 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉格納容器内の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|--|
| <p>1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること</p> |

<設置許可基準規則第49条>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|--|
| <p>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）</p> <p>第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>a）設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b）上記a）の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>（2）兼用</p> <p>a）第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|--|---|
| 2.2 全交流動力電源喪失 | ・（炉心損傷防止・サポート系故障時における）大容量ポンプ用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 |
| 2.3 原子炉補機冷却機能喪失 | ・（炉心損傷防止・サポート系故障時における）大容量ポンプ用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 |
| 2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | ・（炉心損傷防止・フロントライン系故障時における）A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 |
| 3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） 3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損） 3.4 水素燃焼 | ・（格納容器破損防止・フロントライン系故障時における）恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ ・（格納容器破損防止・サポート系故障時における）大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 |
| 5.2 全交流動力電源喪失 | ・（格納容器破損防止・サポート系故障時における）大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.6.1 対応手段と設備の選定

原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、①第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第49条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 原子炉格納容器スプレイ設備による冷却機能を有する設計基準事故対処設備が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止し、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第49条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第49条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第49条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認 以下により、対応手段が網羅的に選定されていることを確認した。 <添付十：1.6.1(2) 対応手段と設備の選定の結果> <添付十：第1.6.1図 機能喪失原因対策分析></p> <p>2) 第49条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第49条等の要求事項に対応するために、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① A、D格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。</p> <p>また、第49条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① A、D格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第49条等」で求められている手順

| 要求概要 | 確認結果 |
|------------------------------|---|
| <p>【設備（配備）】※¹</p> | <p>以下により、格納容器スプレイ代替注水設備が配備されていることを確認した。 <添付十：1.6.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備> → 多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることについての具体的な確認は、設備審査確認事項へ</p> |
| <p>【技術的能力】※³</p> | <p>炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。 a. 格納容器内自然対流冷却 b. 代替格納容器スプレイ</p> <p>具体的には、上記の対応手段について、フロントライン系及びフロントライン系を使用するために必要なサポート系の故障時に区分し、重大事故等対処設備を用いた以下の手段を整備する方針であることを以下により確認した。 <添付十：1.6.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備> <添付十：1.6.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備></p> |

※¹：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第49条のうち、設備等の設置に関する要求事項
 ※²：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項
 ※³：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.6

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。
 「A、D格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却」
 「恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替格納容器スプレイ」

1.6.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 第49条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第49条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.6.2.1(1)a.、(2)a.、1.6.2.2(1)a.、(2)a.に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第49条等に基づく要求事項に対応するために、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 格納容器内自然対流冷却。そのため、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 代替格納容器スプレイ。そのため、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) 掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.6.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」のための手順</p> <p>原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（196kPa[gage]）以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、A、D格納容器再循環ユニットを用いる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計3名により約60分で実施する。</p> <p>b. 「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順</p> <p>原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（196kPa[gage]）以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器へ注水されない場合及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下しない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び運転、原子炉格納容器への注水を計3名により、約30分で実施する。</p> <p>c. 「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水が必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計12名により、約4時間で実施する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>③作業環境等</p> <p>上記で選定した手順について、a)手順の優先順位をa.、b.、c.の順に設定して明確化していること、b)格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)携帯型通話装置等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1)に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な確認内容については、1.6.2.1(1)a.、1.6.2.2(1)a.、(2)a.のとおり。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために必要となる以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備するとしている。</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ。そのため、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 格納容器内自然対流冷却。そのため、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>申請者は、1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>a. 「代替格納容器スプレイ」のための手順</p> <p>全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に、1次冷却材喪失事象が発生し、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（196kPa[gage]）以上であって、さらに原子炉格納容器へ注水されない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び運転、原子炉格納容器への注水を計3名により、約30分で実施する。恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水が必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計12名により、約4時間で実施する。</p> <p>b. 「大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」のための手順</p> <p>全交流動力電源又は原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合には、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計21名により、約8時間で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>上記で選定した手順について、a)手順着手の判断基準を明確化していること、b)格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、可搬型ホースの運搬、接続作業等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、e)接続等を行う</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|
| | <p>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、規制委員会は、申請者が1) に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1. 0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>手順等における優先順位については、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先することを確認した。</p> <p>ただし、格納容器内自然対流冷却の手段が使用できるまでの間に、格納容器内圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上となれば、代替格納容器スプレイを行うこととしていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容については、1.6.2.1(3)、1.6.2.2(3)のとおり。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備していることから、確認結果についても、(1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等、(2) サポート系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>(1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.6.2.1(1)b.、(2)b.、(2)c.に示す。</p> <p>①対策と設備 炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ」のための手順 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上であり、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計3名により、約40分で実施する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>(2) サポート系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.6.2.2(2)b.～d.に示す。</p> <p>① 対策と設備 炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計4名により、約75分で実施する。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※ 1.6.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針 <u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準] b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング] c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順] b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等] c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器] d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート] b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等] c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境] ※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準] b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順] c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.6.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 格納容器内自然対流冷却

a. A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第49条等）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.6.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.1(1)a(a) A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

<添付十：第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷前のフロントライン系機能喪失時）>

<添付十：1.6.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.2(1)a(a) A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

<添付十：第 1.6.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第 1.6.5 表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料 1.7.4 A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 恒設代替低圧ポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力（第 49 条等）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.6.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.1(1)b(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷前のフロントライン系機能喪失時）>

<添付十：1.6.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.2(1)b(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第 1.6.5 表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料 1.6.4 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

b. 電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.6.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.1(1)b(b) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷前のフロントライン系機能喪失時）>

<添付十：1.6.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.2(1)b(b) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第 1.6.5 表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料 1.6.5 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ>

c. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.6.1(2)a.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.1(1)b(c) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷前のフロントライン系機能喪失時）>

<添付十：1.6.1(2)b.(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.2(1)b(c) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時）>

<添付十：第 1.6.5 表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料 1.6.6 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

(3) 優先順位

手順の優先順位を、炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順として、フロントライン系機能喪失時及びサポート系機能喪失時について明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.6.2.1(1)d. 優先順位>

<添付十：1.8.2.1(2)d. 優先順位>

1.6.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 格納容器内自然対流冷却

a. 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第49条等）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.6.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.1(2)b.(a) 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

<添付十：第1.6.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷前のサポート系機能喪失時）>

<添付十：1.6.1(2)b.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.2(2)b.(a) 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

<添付十：第1.6.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷後のサポート系機能喪失時）>

<添付十：第1.6.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料1.7.4 A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 恒設代替低圧ポンプによる代替格納容器スプレイ【有効性評価（第37条）、技術的能力（第49条等）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.6.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.1(2)a(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.6.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷前のサポート系機能喪失時）>

<添付十：1.6.1(2)b.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.2(2)a(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.6.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷後のサポート系機能喪失時）>

<添付十：第1.6.5表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料1.6.4 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

b. A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.6.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.1(2)a(c) A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.6.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷前のサポート系機能喪失時）>

<添付十：1.6.1(2)b.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.2(2)a(c) A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷後のサポート系機能喪失時）>

<添付十：第 1.6.5 表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料 1.6.7 A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ>

c. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.6.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.1(2)a(b) ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷前のサポート系機能喪失時）>

<添付十：1.6.1(2)b.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.2(2)a(b) ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷後のサポート系機能喪失時）>

<添付十：第 1.6.5 表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料 1.6.5 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ>

d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.6.1(2)a.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.1(2)a(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷前のサポート系機能喪失時）>

<添付十：1.6.1(2)b.(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.6.2.2(2)a(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.6.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（炉心損傷後のサポート系機能喪失時）>

<添付十：第 1.6.5 表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料 1.6.6 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

(3) 優先順位

手順の優先順位を、格納容器破損を防止するための格納容器内冷却の手順として、フロントライン系機能喪失時及びサポート系機能喪失時について明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.6.2.2(1)d. 優先順位>

<添付十：1.8.2.2(2)d. 優先順位>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.7及び設置許可基準規則第50条）

| | |
|---|--------|
| I 要求事項の整理 | 1.7-2 |
| II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.7-4 |
| 1.7.1 対応手段と設備の選定 | 1.7-4 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.7-4 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.7-5 |
| 1.7.2 重大事故等時の手順等 | 1.7-8 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.7-8 |
| a. 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.7-8 |
| b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.7-9 |
| c. その他重大事故等対処設備及び手順等 | 1.7-10 |
| (2) 優先順位について | 1.7-11 |
| (3) 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.7-12 |
| 1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等 | 1.7-13 |
| (1) 格納容器スプレイ | 1.7-13 |
| a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ | 1.7-13 |
| (2) 格納容器内自然対流冷却 | 1.7-14 |
| a. A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【技術的能力（第50条等）】 | 1.7-14 |
| (3) 代替格納容器スプレイ | 1.7-14 |
| a. 恒設代替低圧注入ポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力（第50条等）】 | 1.7-14 |
| b. 電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】 | 1.7-14 |
| c. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】 | 1.7-14 |
| (4) 優先順位 | 1.7-14 |
| 1.7.2.2 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の設備及び手順等 | 1.7-15 |
| (1) 格納容器内自然対流冷却 | 1.7-15 |
| a. 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第50条等）】 | 1.7-15 |
| (2) 代替格納容器スプレイ | 1.7-15 |
| a. 恒設代替低圧注入ポンプによる代替格納容器スプレイ | 1.7-15 |
| b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】 | 1.7-15 |
| c. A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ【自主対策】 | 1.7-15 |
| d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ | 1.7-15 |
| (3) 優先順位 | 1.7-16 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉格納容器内の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|--|---|
| <p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p> <p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> |

<設置許可基準規則第50条>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|--|
| <p>（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）</p> <p>1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|---------------------------------|--|
| 3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） | ・（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時における） |
| 3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損） | 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.7.1 対応手段と設備の選定

原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第50条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第50条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第50条等」に示された要求事項を踏まえ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定していること、申請者が、<u>更なる対策の抽出を行い、自主的に上記</u> 1) <u>以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</u></p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第50条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第50条等による要求事項に基づき、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順を選定している。</p> <p>対応手段については、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第50条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第50条等の要求事項に対応するため、格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、全交流動力電源喪失時における格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>これらの確認結果から原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、第50条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第50条等」で求められている手順

| | 要求概要 | 確認結果 |
|------------------------|---|--|
| 【設備（配備）】※ ¹ | <p>1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>(【設備（措置）】※²は要求事項になし)</p> | <p>炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器内自然対流冷却を実施するものとし、そのため、A、D格納容器再循環ユニットを設置することとしていることを確認した。</p> <p>※b)以降は、格納容器圧力逃がし装置等を設置する場合の要求事項であるため、対象外</p> |

| | | | |
|------------------|--|--|--|
| <p>【技術的能力】※3</p> | <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p> <p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> | <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>※(2)以降は、格納容器圧力逃がし装置を設置する場合の要求事項であるため、対象外</p> | |
|------------------|--|--|--|

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第50条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.7

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」

1.7.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 第50条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第50条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1(1)a.、(2)a.、(3)a.、1.7.2.2(1)a.、(2)a.に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第50条等に基づく要求事項に対応するために、格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、A、D格納容器再循環ユニット、A、B原子炉補機冷却水ポンプ、A原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を新たに整備していることを確認した。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等 1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については<添付十：「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」のための手順 1)に掲げる設備を用いた主な手順等として、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（196kPa [gage]）以上であり、格納容器スプレイ流量が確認できない場合には、格納容器内自然対流冷却の手順に着手するとしている。この手順では、系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業を計3名により約60分で実施するとしている。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却について、a)系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1)に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.2(1)a.、(2)a.に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要となる対策として、全交流動力電源喪失時に格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、大容量ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等 申請者は、1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」のための手順 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合に、原子炉補機冷却水の通水を原子炉補機冷却水供給母管流量計等にて確認できない場合には、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置及び可搬型ホースの接続、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計21名により、約8時間で実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、格納容器内自然対流冷却について、a)大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続等、通水作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1)に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p> |

c. その他重大事故等対処設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) フォールトツリー解析等により対策の抽出を行い、位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> | <p>上記（1）（2）以外の重大事故等対処設備及びそれを用いた手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 機能喪失の原因分析を行った上で、格納容器再循環ユニットを用いた対応手段の他に、同等以上の効果を有する対応手段並びに重大事故等対処設備の抽出を行い、<u>原子炉格納容器の過圧破損を防止するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備する</u>としていることを確認した。</p> |
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等 申請者は、（1）（2）以外の設備として、<u>原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>a. 格納容器スプレイ。そのため、<u>格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピットを重大事故等対処設備に位置付ける。</u></p> <p>b. 代替設備を用いた代替格納容器スプレイ。そのため、<u>燃料取替用水ピット及び復水ピットを重大事故等対処設備として位置付け、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注入ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。</u></p> <p>a. 「格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ」のための手順 <u>原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（196kPa[gage]）以上で格納容器スプレイポンプが起動していないことを格納容器スプレイ流量等により確認した場合、かつ、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</u></p> <p>b. 「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 <u>原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上で格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器への注水が確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下しない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び運転、原子炉格納容器への注水を計3名により約30分で実施する。</u></p> <p>c. 「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 <u>恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水が必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計12名により、約4時間で実施する。</u></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ等について格納容器スプレイの実施、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>手順等における優先順位については、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器自然対流冷却を優先することを確認した。</p> <p>ただし、格納容器内自然対流冷却の手段では大容量ポンプの準備に時間がかかることから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上となれば、代替格納容器スプレイを行うこととしていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容については、1.7.2.1(4)、1.7.2.2(3)のとおり。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定していることから、確認結果についても、(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等、(2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等、についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.7.2.1(3)b.～c.に示す。</p> <p>①対策と設備 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉格納容器への注水が確認されない場合であって、No. 2 淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、原子炉格納容器への注水を計3名により約40分で実施する。</p> <p>(2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の設備及び手順等 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.7.2.2(2)b.～d.に示す。</p> <p>① 対策と設備 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉格納容器への注水ができない場合であって、No. 2 淡水タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動及び運転、原子炉格納容器への注水を計3名により、約40分で実施する。</p> <p>b. 「A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ」のための手順 ディーゼル消火ポンプの故障等により原子炉格納容器への注水が確認できない場合であって、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計4名により、約75分で実施する。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|--|
| <p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※1.7.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針 ○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準] b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング] c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順] b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等] c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器] d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート] b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等] c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境] ※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> <hr/> <p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準] b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順] c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等

(1) 格納容器スプレイ

a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.1(1)a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.7.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 格納容器内自然対流冷却

a. A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【技術的能力（第50条等）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.1(2)a. A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

<添付十：第 1.7.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料 1.7.4 A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

(3) 代替格納容器スプレイ

a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.1(3)a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.7.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.1(3)b. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.7.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器>

c. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.1(3)c. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.7.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(4) 優先順位

手順の優先順位を、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合及び全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合について明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.7.2.1(5) 優先順位>

1.7.2.2 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の設備及び手順等

(1) 格納容器内自然対流冷却

a. 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第50条等）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.2(1)a. 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

<添付十：第1.7.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料1.7.6 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却>

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.2(2)a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.7.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.2(2)b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.7.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

c. A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.2(2)c. A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.7.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.7.1(2)b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.7.2.2(2)d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.7.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 優先順位

上記で確認したそれぞれの手順の中で事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されていることを以下により確認した。

<添付十：1.7.2.2(4) 優先順位>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (重大事故等防止技術的能力基準 1.8 及び設置許可基準規則第51条)

| | |
|--|--------|
| I 要求事項の整理..... | 1.8-3 |
| II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果..... | 1.8-5 |
| 1.8.1 対応手段と設備の選定..... | 1.8-5 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方..... | 1.8-5 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果..... | 1.8-6 |
| 1.8.2 重大事故等時の手順等..... | 1.8-9 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について..... | 1.8-9 |
| a. 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等..... | 1.8-9 |
| b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等..... | 1.8-11 |
| (2) 優先順位について..... | 1.8-12 |
| (3) 自主的対策のための設備及び手順等について..... | 1.8-13 |
| 1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順等..... | 1.8-17 |
| (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順..... | 1.8-17 |
| a. 格納容器スプレイ..... | 1.8-17 |
| (a) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ【技術的能力(第51条等)】..... | 1.8-17 |
| b. 代替格納容器スプレイ..... | 1.8-17 |
| (a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力(第51条等)】..... | 1.8-17 |
| (b) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】..... | 1.8-17 |
| (c) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】..... | 1.8-17 |
| (2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等..... | 1.8-17 |
| a. 代替格納容器スプレイ..... | 1.8-17 |
| (a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力(第51条等)、有効性評価(第37条)※】 炉心注水から格納容器スプレイへの切替手順を含む..... | 1.8-17 |
| (b) ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】..... | 1.8-18 |
| (c) A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ【自主対策】..... | 1.8-18 |
| (d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】..... | 1.8-18 |
| (3) 優先順位..... | 1.8-18 |
| 1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等..... | 1.8-18 |
| (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等..... | 1.8-18 |
| a. 炉心注水..... | 1.8-18 |
| (a) 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水【技術的能力(第51条等)】..... | 1.8-18 |
| (b) 充てんポンプによる炉心注水【技術的能力(第51条等)】..... | 1.8-19 |
| b. 代替炉心注水..... | 1.8-19 |
| (a) A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水【技術的能力(第51条等)】..... | 1.8-19 |
| (b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力(第51条等)】..... | 1.8-19 |
| (c) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる炉心注水【自主対策】..... | 1.8-19 |

(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【自主対策】 1.8-19

(2) 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 1.8-20

 a. 代替炉心注水 1.8-20

 (a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力 (第51条等)】 1.8-20

 (b) B 充てんポンプ (自己冷却) による代替炉心注水【技術的能力 (第51条等)】 1.8-20

 (c) A 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S - CS S連絡ライン使用) による代替炉心注水【自主対策】 1.8-20

 (d) ディーゼル消火ポンプによる炉心注水【自主対策】 1.8-20

 (e) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【自主対策】 1.8-20

(3) 優先順位 1.8-21

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.8原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|--|
| <p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p> |

<設置許可基準規則第51条>（原子炉格納容器内下部の溶融炉心を冷却するための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|--|
| <p>(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）</p> <p>1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策(手順等)>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策(手順等) |
|---------------------------------|---|
| 3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損) | ・(格納容器破損防止・フロントライン系故障時における)恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ |
| 3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損) | |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.8.1 対応手段と設備の選定

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項（以下「第51条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第51条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第51条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第51条等」に示された要求事項を踏まえ、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第51条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第51条等による要求事項に基づき、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段を選定している。</p> <p>選定にあたっては、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第51条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。</p> <p>③ 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を行う炉心注水を実施するための手順等。</p> <p>④ A格納容器スプレイポンプ（RHRS-GSS 連絡ライン使用）又は恒設代替低圧注水ポンプによる溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を行う代替炉心注水を実施するための手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>これらの確認結果から原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第51条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第51条等」で求められている手順

| 要求概要 | 確認結果 |
|--|--|
| <p>【設備（配備）】※¹</p> <p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること</p> <p>(【設備（措置）】※² は要求事項になし)</p> | <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止について、必要な設備及び手順等が以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備するとしている。</p> <p>○ 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ。そのために、格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>○ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための代替格納容器スプレイ。そのために、恒設代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> |
| <p>【技術的能力】※³</p> <p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること</p> | <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備するとしている。</p> <p>○ 炉心注水</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための炉心注水。そのために、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>(a) 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水</p> <p>(b) 充てんポンプによる炉心注水</p> <p>○ 代替炉心注水</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための代替炉心注水。そのために、A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS 連絡ライン使用)、B充てんポンプ(自己冷却)等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>(c) A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による</p> |

| | | | |
|---|--|------------------------------------|--|
| | | 代替炉心注水 (d) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 | |
| <p> ※1 ; 【設備 (設置/配備)】: 設置許可基準規則第5 1条のうち、設備等の設置に関する要求事項 ※2 ; 【設備 (措置)】: 【設備 (設置/配備)】以外の要求事項 ※3 ; 【技術的能力】: 重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 </p> <p> ○設置許可基準3 7条 (有効性評価) で求められている手順 有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。 「常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ」 </p> | | | |

1.8.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 第51条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>また、具体的な手順等について、以下の内容を確認する。</p> <p>①原子炉下部キャビティへの水張り完了後に注水を停止する場合に、注水停止後の水位確認及び水位低下に伴う注水再開の手順等が整備されていることを確認する。[注水停止後の水位維持] → 確認結果は「個別手順の確認」に記載する。</p> | <p>第51条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第51条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ。そのために、格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための代替格納容器スプレイ。そのために、恒設代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための炉心注水。そのために、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための代替炉心注水。そのために、A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用)、B充てんポンプ (自己冷却) 等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条 (手順等に関する共通的な要求事項) 等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>(a) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 炉心が損傷し、格納容器再循環サブ広域水位が61%未満の場合において、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>(b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>格納容器再循環サンプ広域水位が61%未満であり、格納容器スプレイポンプの故障等（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を含む。）により原子炉格納容器への注水が確認できない場合において、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動操作等を計3名により、約30分で実施する。</p> <p>b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止</p> <p>(a) 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水</p> <p>炉心が損傷し、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>(b) A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水</p> <p>高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の起動操作等を計2名により、約20分で実施する。</p> <p>(c) 充てんポンプによる炉心注水</p> <p>A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）の故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、充てんポンプによる炉心注水の手順に着手する。この手順は、中央制御室での通常の運転操作を1名により実施する。</p> <p>(d) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>充てんポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計4名により、約30分で実施する。</p> <p>(e) B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水</p> <p>全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、B充てんポンプ（自己冷却）の起動等を計6名により、約84分で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>代替格納容器スプレイ、代替炉心注水等について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1(2)a.(a)に示す。</p> <p>1) 対策と設備 申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる格納容器下部への注水を必要な対策としている。 この対策は、上記a.1)b.と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等、②必要な人員等及び③作業環境等 選定された対策は「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」であり、確認結果については、a.2)に記載のとおりである。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>第51条等に基づき、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順のそれぞれについて、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に分類し、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.8.2.1(3)及び1.8.2.2(3)のとおり。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定していることから、確認結果についても、(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等、(2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。 具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1及び1.8.2.2に示す。</p> <p>1) 対策と設備 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、①原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却、②溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延又は防止、それぞれについて機能を回復させる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>2) 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>①原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a. 「電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要なNo. 2淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計3名により、約40分で実施する。</p> <p>b. 「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器へのスプレイが必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計12名により、約4時間で実施する。</p> <p>②溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止</p> <p>a. 「電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉へ注水するために必要なNo. 2淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計3名により、約40分で実施する。</p> <p>b. 「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|---|
| | <p>等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計13名により、約4時間で実施する。</p> |
| | <p>(2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の設備及び手順等 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。 具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1及び1.8.2.2に示す。</p> <p>1) 対策と設備 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、①原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却、②熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延又は防止、それぞれについて機能を回復させる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>2) 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>①原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却</p> <p>a. 「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要なNo. 2淡水タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動等を計3名により、約40分で実施する。</p> <p>b. 「A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイ」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)の起動等を計4名により、約75分で実施する。</p> <p>c. 「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器へのスプレイが必須となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計12名により、約4時間で実施する。</p> <p>②熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止</p> <p>a. 「A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水」のための手順</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|
| | <p data-bbox="1107 233 2781 401"> B充てんポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）の起動等を計6名により、約85分で実施する。 </p> <p data-bbox="1107 457 1872 485">b. 「ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水」のための手順</p> <p data-bbox="1107 499 2781 667"> A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要なNo. 2淡水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動等を計3名により、約40分で実施する。 </p> <p data-bbox="1107 724 1923 751">c. 「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水」のための手順</p> <p data-bbox="1107 766 2781 892"> A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合には、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計13名により、約4時間で実施する。 </p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.8.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> |
| <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却手順等

(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順

a. 格納容器スプレイ

(a) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ【技術的能力(第51条等)】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)a.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.1(1)a.(a) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ>

<添付十：第1.8.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.8.3表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力(第51条等)】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)a.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.1(1)b.(a). 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.8.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.8.3表 重大事故等対処に係る監視計器>

(b) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)a.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.1(1)b.(b). 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.8.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.8.3表 重大事故等対処に係る監視計器>

(c) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)a.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.1(1)b.(c). 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第1.8.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.8.3表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力(第51条等)、有効性評価(第37条)※】 炉心注水から格納容器スプレイへの切替手順を含む

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)a.(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.1(2)a.(a). 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.8.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

※対策と設備については、(1)b.(a)と同様であるため、有効性評価に対する確認結果について、(1)b.(a)にて記載

(b) ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)a.(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.1(2)a.(b). ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.8.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(c) A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)a.(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.1(2)a.(c). A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.8.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)a.(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.1(2)a.(d). 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ>

<添付十：第 1.8.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 優先順位

手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための手順として、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合及び全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合について明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.8.2.1(1)d. 優先順位>

<添付十：1.8.2.1(2)c. 優先順位>

1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等

(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等

a. 炉心注水

(a) 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水【技術的能力（第 5 1 条等）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

＜添付十：1.8.1(2)b.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備＞

＜添付十：1.8.2.2(1)a.(a). 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水＞

＜添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順＞

＜添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器＞

(b) 充てんポンプによる炉心注水【技術的能力（第 5 1 条等）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

＜添付十：1.8.1(2)b.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備＞

＜添付十：1.8.2.2(1)a.(b). 充てんポンプによる炉心注水＞

＜添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順＞

＜添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器＞

b. 代替炉心注水

(a) A格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水【技術的能力（第 5 1 条等）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

＜添付十：1.8.1(2)b.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備＞

＜添付十：1.8.2.2(1)b.(a). A格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水＞

＜添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順＞

＜添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器＞

(b) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力（第 5 1 条等）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

＜添付十：1.8.1(2)b.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備＞

＜添付十：1.8.2.2(1)b.(b). 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水＞

＜添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順＞

＜添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器＞

(c) 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる炉心注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

＜添付十：1.8.1(2)b.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備＞

＜添付十：1.8.2.2(1)b.(c). 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水＞

＜添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順＞

＜添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器＞

(d) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

＜添付十：1.8.1(2)b.(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備＞

＜添付十：1.8.2.2(1)b.(d). 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水＞

<添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【技術的能力（第 5 1 条等）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)b.(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.2(2)a.(a). 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(b) B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水【技術的能力（第 5 1 条等）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)b.(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.2(2)a.(b). B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水>

<添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(c) A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)b.(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.2(2)a.(c). A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S - C S S 連絡ライン使用）による代替炉心注水>

<添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(d) ディーゼル消火ポンプによる炉心注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)b.(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.2(2)a.(d). ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(e) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.8.1(2)b.(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.8.2.2(2)a.(e). 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

<添付十：第 1.8.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 優先順位

手順の優先順位を、溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止の手順として、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合及び全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合について明確化していることを以下により確認した。

<添付十：1.8.2.2(1)d. 優先順位>

<添付十：1.8.2.2(2)c. 優先順位>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.9及び設置許可基準規則第5.2条）

| | | |
|---------|--|--------|
| I | 要求事項の整理 | 1.9-2 |
| II | 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.9-4 |
| 1.9.1 | 対応手段と設備の選定 | 1.9-4 |
| | (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.9-4 |
| | (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.9-5 |
| 1.9.2 | 重大事故等時の手順等 | 1.9-8 |
| | (1) 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.9-8 |
| | a. 第5.2条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.9-8 |
| | b. 第3.7条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.9-9 |
| | (2) 優先順位について | 1.9-11 |
| | (3) 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.9-11 |
| 1.9.2.1 | 水素濃度低減のための手順等 | 1.9-12 |
| | (1) 水素濃度低減 | 1.9-12 |
| | a. 静的触媒式水素再結合装置（PAR）【有効性評価（第3.7条）、技術的能力（第5.2条等）】 | 1.9-12 |
| | b. 原子炉格納容器水素燃焼装置（イグナイタ）【技術的能力（第5.2条等）】 | 1.9-13 |
| | (2) 水素濃度監視 | 1.9-13 |
| | a. 可搬型格納容器水素濃度計測装置【技術的能力（第5.2条等）】 | 1.9-13 |
| | b. ガスクロマトグラフ【自主対策】 | 1.9-13 |
| | (3) 優先順位 | 1.9-13 |
| 1.9.2.2 | 水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等 | 1.9-13 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|--|
| <p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p> |

<設置許可基準規則第52条>（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|---|
| <p>(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)</p> <p>第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p><PWR のうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p><BWR 及び PWR 共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策(手順等)>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策(手順等) |
|-----------------------|------------------------|
| 3.4 水素燃焼 | 静的触媒式水素再結合装置の作動 |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.9.1 対応手段と設備の選定

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項（以下「第52条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第52条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素、水の放射線分解により長期的に緩やかに発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第52条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第52条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第52条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第52条等による要求事項に基づき、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）及び原子炉格納容器水素燃焼装置（以下「イグナイタ」という。）を設置して短期的及び長期的に発生する水素を低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること、また、水素濃度監視設備にて水素を監視するために必要な手順を選定していることを確認した。</p> <p>対応手段については、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第52条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第52条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための PAR 等及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するためのイグナイタ等及び手順等。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための可搬型格納容器水素ガス濃度計等及び手順等。</p> <p>④ 上記設備のための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、＜添付十：「1. 14 電源の確保に関する手順等」＞において整理</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備及び手順等。</p> <p>③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第52条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第52条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第52条等」で求められている手順

| | 要求概要 | 確認結果 |
|-------------------------|---|---|
| 【設備 (配備)】※ ¹ | <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p><PWR のうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p><BWR 及び PWR 共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>(【設備 (措置)】※² は要求事項になし)</p> | <p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a) 対象外</p> <p>b) 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、PAR (電源を必要としない) 及び PAR 温度監視装置を新たに整備する。(5基) また、イグナイタ及びイグナイタ温度監視装置を新たに整備する。(13個及び予備1個)</p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、対応する対策はない。</p> <p>d) 原子炉格納容器内の水素濃度の監視。そのために、可搬型格納容器水素ガス濃度計、格納容器水素ガス試料冷却器用可搬型冷却水ポンプ、可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置等を新たに整備する。</p> <p>e) 水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設計とする。</p> |
| 【技術的能力】※ ³ | <p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等</p> | <p>(1) a) 対象外</p> <p>(2) a)、(3) b) 水素濃度制御設備である PAR 及びイグナイタを設置し、短期的及び長期的に発生する水素を低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備することを確認した。</p> <p>(3) a) 水素濃度低減で使用する設備及び水素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段について整備する方針としていることを確認した。</p> |

を整備すること。

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第52条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.9

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「静的触媒式水素再結合装置の作動」

1.9.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1) 第52条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p> | <p>第52条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.9.2.1に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしている。</p> <p>a. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR温度監視装置を新たに整備する。（5基）</p> <p>b. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、イグナイタ及びイグナイタ温度監視装置を新たに整備する。（13個及び予備1 個）</p> <p>c. 原子炉格納容器内の水素濃度の監視。そのために、可搬型格納容器水素ガス濃度計、格納容器水素ガス試料冷却器用可搬型冷却水 ポンプ、可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置等を新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第 43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしているこ と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認 する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりと していることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能な パラメータ等については<添付十：「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「静的触媒式水素再結合装置（PAR）による水素濃度低減」のための手順</p> <p>PARは、原子炉格納容器内の水素濃度上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。炉心出口 温度等により炉心損傷発生と判断した場合には、作動状況確認の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給 電（※）を確認した後に手順に着手する。この手順は、中央制御室において1名により行う。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、<添付十：「1.14 電源の確保に関する手順等」>において整理しているが、代替電源であ る、空冷式非常用発電装置からの給電の準備に要する時間は約20分であることを確認している。</p> <p>b. 「原子炉格納容器水素燃焼装置（イグナイタ）による水素濃度低減」のための手順</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合には、イグナイタによる水素濃度低減の手順に着手する。全交流動力電源が喪失した場合</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する。この手順では、イグナイタの起動及び作動状況の確認を中央制御室において1名により行う。</p> <p>c. 「可搬型格納容器水素ガス濃度計による水素濃度監視」のための手順 炉心出口温度350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$以上に到達した場合には、可搬型格納容器水素ガス濃度計による原子炉格納容器内水素濃度の監視の手順に着手する。この手順では、計測装置の接続、系統構成等を計2名により、約50分で実施する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合についても、計2名により約50分で実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、水素濃度測定の手順等について、機器の運搬、接続作業等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、事故環境下でも使用可能な携行型通話装置等の連絡手段を確保していること、操作エリアにおいて通常運転状態と同等の室温が確保されることなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.9.2.1に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、評価項目「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の水素濃度の低減、水素濃度の監視、及びそれらの設備の代替給電としている。これらの対策は(1)1)と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順の方針</p> <p>選定された対策は（1）1）の各手順と同じであり、確認結果については、当該記載のとおりである。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等について、水素濃度低減に関しては、静的触媒式水素再結合装置は、電源等の動力源を必要としない静的な装置であり、格納容器内の水素濃度上昇にしたがい自動的に触媒反応するものであり、原子炉格納容器水素燃焼装置は、さらなる水素濃度低減を図るため非常用炉心冷却設備作動信号発信により自動起動するものであるため特段の優先順位等は設定されていないことを確認した。水素濃度監視に関しては、格納容器水素濃度を中央制御室で連続的に監視できる可搬型格納容器水素ガス濃度計による水素濃度監視を優先する。また、可搬型格納容器水素ガス濃度計による水素濃度測定ができない場合にガスクロマトグラフによる水素濃度監視を行うことを確認した。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、格納容器内の水素濃度監視について以下の多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 「ガスクロマトグラフによる水素濃度の監視」のための手順</p> <p>炉心損傷が発生し可搬型格納容器水素ガス濃度計による監視ができない場合であって、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合には、ガスクロマトグラフ等による原子炉格納容器内水素濃度の監視に着手する。この手順は、格納容器雰囲気ガスを試料採取管に採取し、化学室における手分析で間欠的に水素濃度を計測するものであり、現場対応の計4名により、約70分で実施する。制御用空気及び原子炉補機冷却水の供給機能が喪失している場合についても、計4名により約70分で実施する。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※1.9.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針 <u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準] b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング] c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順] b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等] c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器] d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート] b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等] c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境] ※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準] b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順] c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.9.2.1 水素濃度低減のための手順等

(1) 水素濃度低減

a. 静的触媒式水素再結合装置（PAR）【有効性評価（第37条）、技術的能力（第52条等）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.9.1(2)a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による格納容器の破損を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.9.2.1(1)a. 静的触媒式水素再結合装置>

<添付十：第1.9.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 原子炉格納容器水素燃焼装置（イグナイタ）【技術的能力（第52条等）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.9.1(2)a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による格納容器の破損を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.9.2.1(1)b. 原子炉格納容器水素燃焼装置>

<添付十：第1.9.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 水素濃度監視**a. 可搬型格納容器水素ガス濃度計【技術的能力（第52条等）】**

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.9.1(2)a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による格納容器の破損を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.9.2.1(2)a. 可搬型格納容器水素ガス濃度計>

<添付十：第1.9.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. ガスクロマトグラフ【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.9.1(2)a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による格納容器の破損を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.9.2.1(2)b. ガスクロマトグラフ>

<添付十：第1.9.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 優先順位

水素濃度を低減させる手順として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.9.2.1(4) 優先順位>

<添付十：第1.9.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

1.9.2.2 水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.9.1(2)a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による格納容器の破損を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.9.2.2 水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等>

<添付十：第1.9.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.10及び設置許可基準規則第53条）

| | |
|---|---------|
| I 要求事項の整理 | 1.10-2 |
| II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.10-3 |
| 1.10.1 対応手段と設備の選定 | 1.10-3 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.10-3 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.10-4 |
| 1.10.2 重大事故等時の手順等 | 1.10-6 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.10-6 |
| a. 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.10-6 |
| b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.10-8 |
| (2) 優先順位について | 1.10-9 |
| (3) 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.10-9 |
| 1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手順 | 1.10-10 |
| (1) 水素排出（アニュラス空気浄化設備） | 1.10-10 |
| a. 交流動力電源及び常設直流電源が健全である場合【技術的能力（第53条等）、有効性評価（第37条）】 | 1.10-10 |
| b. 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合【技術的能力（第53条等）】 | 1.10-11 |
| (2) 水素濃度監視 | 1.10-11 |
| a. アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度測定【技術的能力（第53条等）】 | 1.10-11 |
| b. 可搬型格納容器水素ガス濃度計による水素濃度推定【自主対策】 | 1.10-11 |
| (3) 優先順位 | 1.10-11 |
| 1.10.2.2 水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等 | 1.10-11 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.10水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.10水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|--|--|
| <p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p> |

<設置許可基準規則第53条>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|--|
| <p>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|-----------------------|------------------------|
| 該当なし | |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.10.1 対応手段と設備の選定

水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第53条及び重大事故等防止技術的能力基準 1.10 項（以下「第53条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第53条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第53条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第53条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第53条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第53条等による要求事項に基づき炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、アニュラス空気浄化設備により水素を排出するために必要な手順を整備すること、また、アニュラス部の水素濃度を測定し、監視するために必要な手順を選定していることを確認した。</p> <p>対応手段については、交流動力電源及び常設直流電源が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第53条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 水素排出及び放射性物質低減のためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等及び手順等。</p> <p>② 水素濃度を測定し監視するためのアニュラス水素濃度計等及び手順等。</p> <p>③ 上記設備のための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>また、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等は含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第53条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第53条等」で求められている手順

| 要求概要 | 確認結果 |
|---|---|
| <p>【設備（配備）】※1</p> <p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。 (【設備（措置）】※2 は要求事項になし)</p> | <p>第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a) アニュラス空気浄化設備を用いたアニュラスからの水素排出（アニュラス内に水素が滞留しない設計とすることにより水素爆発を防止すること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とすることにより放射性物質を低減することを含む）。そのために、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ポンペ（代替制御用空気供給用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b) アニュラス内の水素濃度監視設備を用いたアニュラス水素濃度測定及び監視。そのために、アニュラス水素濃度計、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c) アニュラス空気浄化ファン、アニュラス水素濃度計等は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設計とする。</p> |
| <p>【技術的能力】※3</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p> | <p>a) 水素排出設備であるアニュラス空気浄化設備により屋外へ水素を排出する手順を整備することを確認した。</p> <p>b) 水素排出で使用する設備及びアニュラス部の水素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段について整備する方針としていることを確認した。</p> |

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第53条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準 1.10

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順：なし

1.10.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p> | <p>第53条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.10.2.1に示す。</p> <p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしている。</p> <p>a. アニュラス空気浄化設備を用いたアニュラスからの水素排出（アニュラス内に水素が滞留しない設計とすることにより水素爆発を 防止すること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とすることにより放射性物質を低減することを含む）。そのため に、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ボ ンベ（代替制御用空気供給用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. アニュラス内の水素濃度監視設備を用いたアニュラス水素濃度測定及び監視。そのために、アニュラス水素濃度計、空冷式非常 用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしているこ と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認 する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりと していることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可 能なパラメータ等については<添付十：「第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されていることを確認した。</p> <p>(1)「水素排出（アニュラス空気浄化設備）」のための手順</p> <p>a. 交流動力電源及び常設直流電源が健全である場合</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合には、交流動力電源及び直流電源が健全な場合のアニュラス空気浄化ファン等による 水素排出の手順に着手する。この手順では、アニュラス空気浄化ファン自動起動の中央制御室での確認等を1名により実施する。 代替電源に関する設備及び手順等については、<添付十：「1.14 電源の確保に関する手順等」>において整理しているが、代替電 源である大容量空冷式発電機等からの給電の準備に要する時間は約15分であることを確認している。</p> <p>b. 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合</p> <p>全交流動力電源又は直流電源の喪失と判断した場合には、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合のアニュラス空気浄化ファ</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>ン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、現場での代替空気（窒素）供給ホースの接続作業、水素排出のための系統構成、アニュラス空気浄化ファンの起動等を計2名により、約45分で実施する。</p> <p>(2) 「アニュラス水素濃度計による水素濃度測定」のための手順 炉心出口温度等により炉心の著しい損傷が発生したと判断した場合には、アニュラス水素濃度計による水素濃度測定の手順に着手する。この手順は、中央制御室において1名により実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、空気供給操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p> | <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置づけた対策はないことを 確認した。</p> |
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしているこ と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認 する。</p> | |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、アニュラス内の水素濃度監視について以下の多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>「原子炉格納容器内水素濃度測定値による水素濃度推定」のための手順 アニュラス水素濃度計による水素濃度の監視ができない場合には、可搬型格納容器水素ガス濃度計、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)、排気筒高レンジガスモニタ等によるアニュラス水素濃度推定に着手するとしている。この手順では、中央制御室での推定及び監視を1名により実施するとしている。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※1.10.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針 <u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準] b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング] c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順] b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等] c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器] d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート] b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等] c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境] ※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準] b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順] c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手順

(1) 水素排出（アニュラス空気浄化設備）

a. 交流動力電源及び常設直流電源が健全である場合【技術的能力（第53条等）、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.10.1(2)a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.10.2.1(1)a. 交流動力電源及び常設直流電源が健全である場合の操作手順>

<添付十：第1.10.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合【技術的能力（第53条等）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.10.1(2)a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.10.2.1(1)b. 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の操作手順>

<添付十：第1.10.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 水素濃度監視**a. アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度測定【技術的能力（第53条等）】**

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.10.1(2)a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.10.2.1(2)a. アニュラス水素濃度計による水素濃度測定>

<添付十：第1.10.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 可搬型格納容器水素ガス濃度計による水素濃度推定【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.10.1(2)a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.10.2.1(2)b. 可搬型格納容器水素ガス濃度計による水素濃度推定>

<添付十：第1.10.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 優先順位

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手順として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.10.2.1(4) 優先順位>

1.10.2.2 水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.10.1(2)a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対応手段及び設備>

<添付十：1.10.2.2 アニュラス空気浄化設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等>

<添付十：第1.10.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.11及び設置許可基準規則第54条）

| | |
|--|---------|
| I 要求事項の整理..... | 1.11-2 |
| II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果..... | 1.11-4 |
| 1.11.1 対応手段と設備の選定..... | 1.11-4 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方..... | 1.11-4 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果..... | 1.11-5 |
| 1.11.2 重大事故等時の手順等..... | 1.11-8 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について..... | 1.11-8 |
| a. 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等..... | 1.11-8 |
| b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等..... | 1.11-10 |
| (2) 優先順位について..... | 1.11-11 |
| (3) 自主的対策のための設備及び手順等について..... | 1.11-11 |
| 1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等..... | 1.11-13 |
| (1) 使用済燃料ピットへの注水..... | 1.11-13 |
| a. 燃料取替用水ピットから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】..... | 1.11-13 |
| b. No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】..... | 1.11-14 |
| c. No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋内消火栓）【自主対策】..... | 1.11-14 |
| d. No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋外消火栓）【自主対策】..... | 1.11-14 |
| e. ポンプ車によるNo. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】..... | 1.11-14 |
| f. ポンプ車によるNo. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】..... | 1.11-14 |
| g. 1 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】..... | 1.11-14 |
| h. 海水から使用済燃料ピットへの注水【技術的能力、有効性評価】..... | 1.11-15 |
| (2) 優先順位..... | 1.11-15 |
| 1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等..... | 1.11-15 |
| (1) 送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ【技術的能力】..... | 1.11-15 |
| (2) 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水【技術的能力】..... | 1.11-15 |
| (3) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和【自主対策】..... | 1.11-15 |
| (4) 優先順位..... | 1.11-16 |
| 1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等..... | 1.11-16 |
| (1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視【技術的能力、有効性評価（第37条）】..... | 1.11-16 |
| (2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視【技術的能力、有効性評価】..... | 1.11-16 |
| 1.11.2.4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等【技術的能力】..... | 1.11-16 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.11使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.11使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|--|
| <p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成二十五年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> |

<設置許可基準規則第54条>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|---|
| <p>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵</p> | <p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持でき</p> |

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|--|--|
| <p>槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>るものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|---|------------------------|
| <p>2.2 全交流電源喪失</p> <p>3.11 格納容器過圧破損</p> <p>3.12 格納容器過温破損</p> <p>4.1 想定事故1（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し蒸発により水位が低下する事象）</p> <p>4.2 想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事象）</p> <p>5.2 全交流電源喪失（停止中）</p> | <p>使用済燃料ピットへの代替注水</p> |
| <p>4.1 想定事故1（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し蒸発により水位が低下する事象）</p> <p>4.2 想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事象）</p> | <p>使用済燃料ピットの状態監視</p> |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.11.1 対応手段と設備の選定

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、①第54条及び重大事故等防止技術的能力基準1.11項（以下「第54条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第54条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却機能である。注水機能は、燃料取替用水ピット、燃料取替用水ポンプ及びNo. 3 淡水タンクによる注水機能である。これらの機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料ピット内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとともに、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第54条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第54条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段[*]が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第54条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（＜添付十：第1.11.1図 機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）＞及び＜添付十：第1.11.2図 機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時）＞参照）を踏まえ、「使用済燃料ピットからの大量の水が漏えいし使用済燃料ピットの水位が維持できない場合」、「使用済燃料ピットの冷却機能又注水機能の喪失、又は使用済燃料ピットの小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位が低下した場合」を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、静的機器である主配管の故障を除き網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、＜添付十：第1.11.1図 機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）＞及び＜添付十：第1.11.2図 機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時）＞に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第54条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第54条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料ピットへの代替注水のための送水車等及び手順等。</p> <p>② 使用済燃料ピットへのスプレイのための送水車及びスプレイヘッド等並びに手順等。</p> <p>③ 原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水のための大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲等並びに手順等。</p> <p>④ 状態監視設備（使用済燃料ピット温度、水位等を監視するための計測設備）及び手順等。</p> <p>⑤ 状態監視設備に給電するための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等</p> <p>また、第54条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」における燃料損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料ピットへの代替注水を行うための設備及び手順等。</p> <p>② 使用済燃料ピットを監視するための設備及び手順。</p> <p>③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第54条等」で求められている手順

| | 要求概要 | 確認結果 |
|------------------------------|---|--|
| <p>【設備（配備）】※¹</p> | <p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」として、</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>【設備（措置）】※²</p> <p>2 「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」として、</p> <p>a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>3 使用済燃料貯蔵槽の監視として、</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。【設備（措置）】※²</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> <p>【設備（措置）】※²</p> | <p>第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>1</p> <p>a) 「可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）」のための手順等 当該手順により、使用済燃料ピットへの代替注水ための送水車等を新たに整備する。</p> <p>2</p> <p>a) 「可搬型スプレー設備（使用済燃料ピットへのスプレー）」及び「放水設備（原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水）」のための手順等 当該手順により、使用済燃料ピットへのスプレー注水及び原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水砲等による放水。そのために、送水車、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等を新たに整備する。</p> <p>3</p> <p>b) 「計測設備（使用済燃料ピットの監視）」の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等 当該手順により、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。</p> <p>c) 「計測設備（使用済燃料ピットの監視）」のための手順等 当該手順により、使用済燃料ピット水位計（AM用）、可搬式使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計（AM用）、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ等を新たに整備する。</p> |

| | | | | |
|--|------------------|---|---|--|
| | <p>【技術的能力】※3</p> | <p>1 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」として、</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>2 「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」として、</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>3 使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> | <p>1</p> <p>a) 「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等」</p> <p>当該手順により、原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故1及び想定事故2のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。</p> <p>2 「使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等」</p> <p>a) 「送水車による使用済燃料ピットへのスプレーの手順」</p> <p>当該手順により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下かつ水位低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレーや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する。</p> <p>b) 「大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水の手順」</p> <p>当該手順により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下かつ水位低下が継続し、燃料損傷に至った場合には原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に大量の水を放水することによりできる限り燃料損傷の進行緩和及び環境への放射性物質の放出を低減する。</p> <p>3</p> <p>a) 「重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等」</p> <p>当該手順における使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備により監視を行う。重大事故等時においては、これらの可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を、各計器がオーバーラップして監視す</p> | |
|--|------------------|---|---|--|

| | | | |
|---|--|---|--|
| | | <p>る。また、各計器の計測範囲を把握した上で、使用済燃料ピットの水位、水温、空間線量率、状態監視を行う。</p> <p>b)「使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等」</p> <p>使用済燃料ピットの水温、水位及び上部の空間線量率の監視設備並びに監視カメラは、非常用所内電源から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電源が給電される。これらの監視設備を用いた使用済燃料ピットの監視は運転員等が行う。</p> | |
| <p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第54条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p> <p>※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項</p> <p>※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.11</p> <p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順：使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水、常設設備による使用済燃料ピットの状態監視</p> | | | |

1.11.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 第54条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第54条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.11.2.(1)a、1.11.2.2(1)b、(2)a、1.11.2.3(2)、1.11.2.4に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 使用済燃料ピットへの代替注水。そのために、送水車等を新たに整備する。</p> <p>b. 使用済燃料ピットへのスプレイ注水及び原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水砲等による放水。そのために、送水車、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等を新たに整備する。</p> <p>c. 使用済燃料ピットの状態監視。そのために、使用済燃料ピット水位計（AM用）、可搬式使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計（AM用）、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ等を新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等はおりのとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.11.4表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時」の手順等 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外にE.L. +33.06m 以下まで低下した場合であって、かつ燃料取替用水ピット及びNo. 3淡水タンクの機能が喪失した場合又は燃料取替用水ピット及びNo. 3淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施しても水位低下が継続する場合には、送水車等による使用済燃料ピットへの注水の手順に着手する。この手順では、送水車、可搬型ホース等の配置、系統構成等を計5名により約2.7時間で実施する。</p> <p>b. 「使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時」の手順等 使用済燃料ピット水位がE.L. +31.79m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下に低下し、かつ、水位低下が継続する場合には、送水車等による使用済燃料ピットへのスプレイのための手順に着手する。この手順では、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、送水車の起動、使用済燃料ピットへのスプレイ等を計7名により約2時間で実施する。</p> <p>c. 「重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時」の手順等及び「使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電」する手順等 重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料ピット水位計（AM用）、使用済燃料ピット温度計（AM用）及び使用済燃料ピット監視カメラは設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外にE.L. +33.06m 以下まで低下した場合には、可搬式使用済燃料ピット水位計及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ等を用いた使用済燃料ピットの状態監視のための手順に着手する。この手順では、可搬型設備の運搬、設置、接続等を計4名により約2時間で実施する。また、交流又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電後に可搬型設備の指示を確認する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所、運搬ルート、設置エリア周辺には作業を行う上で支障となる設備がないこと、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.11.2(1)a. 1.11.2.3(1)、1.11.2.4に示す。</p> <p>1) 対策と設備 及び 2) 手順等の方針</p> |
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備していること と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認 する。</p> | <p>有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」に対する対策を、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピッ トの監視、及びそれらの設備への代替給電としている。これらの対策は1.11.2.1(1)a.、1.11.2.3(2)、1.11.2.4と同じであるため、 必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであるとしてい ることを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| 1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。 | 「使用済燃料ピットへの注水」及び「燃料取扱棟への放水」について優先順位等が示されていることを確認した。 詳細については、1.11.2.1(3)及び1.11.2.2(4)に示す。 |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、使用済燃料貯蔵槽の冷却について以下の多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>(1) 使用済燃料ピットへの代替注水のための設備及び手順等 使用済燃料ピットへの代替注水ための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.11.2.1(1)a.~h.に示す。</p> <p>①対策と設備 使用済燃料ピットへの代替注水、状態監視及び漏えい抑制のための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備するとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a) 燃料取替用水ピット等による使用済燃料ピットへの注水 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外にE.L. +33.06m 以下まで低下した場合には、燃料取替用水ピット等による使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、注水操作を1名により約20分で実施する。</p> <p>b) No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外にE.L. +33.06m 以下まで低下した場合には、No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、使用済燃料ピットへの注水を1名により約25分で実施する。</p> <p>c) No. 2 淡水タンク(屋内消火栓)から使用済燃料ピットへの注水 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外にE.L. +33.06m 以下まで低下した場合であって、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認した場合には、No. 2 淡水タンク(屋内消火栓)から使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、可搬型ホースの準備、敷設、使用済燃料ピットへの注水を計2名により約60分で実施する。</p> <p>d) 1次系補給水ポンプによる1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|--|
| | <p data-bbox="1142 226 2792 352">使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピットの水温が 50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が E.L. +33.06m 以下まで低下した場合には、1 次系補給水ポンプによる 1 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、使用済燃料ピットへの注水を計 3 名により約 60 分で実施する。</p> <p data-bbox="1101 407 2110 443">(2) 使用済燃料ピットからの水の漏えいを抑制するための設備及び手順等</p> <p data-bbox="1110 453 2783 531">使用済燃料ピットからの水の漏えいを抑制するための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.11.2.2(1)～(3)に示す。</p> <p data-bbox="1083 590 1249 621">①対策と設備</p> <p data-bbox="1142 632 2540 667">使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいを抑制するための設備を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。</p> <p data-bbox="1083 724 1576 756">②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p data-bbox="1110 768 1593 800">a) 使用済燃料ピットからの漏えい抑制</p> <p data-bbox="1110 812 2792 934">使用済燃料ピット水位が E.L. +31.79m (使用済燃料ピット出口配管下端) 以下となり、かつ水位低下が継続する場合には、使用済燃料ピットにおいて、鋼板、ゴムシート、ロープ (吊り降ろし用) 等を用いた水の漏えい抑制に着手するとしている。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計 4 名により約 2 時間で実施するとしている。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.11.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> |
| <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等

(1) 使用済燃料ピットへの注水

a. 燃料取替用水ピットから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.1(1) 燃料取替用水ピットから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第1.11.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）>

<添付十：第1.11.4表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.1(2) No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.11.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

c. No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋内消火栓）【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.1(3) No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋内消火栓）>

<添付十：第 1.11.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

d. No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋外消火栓）【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.1(4) No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水（屋外消火栓）>

<添付十：第 1.11.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

e. ポンプ車によるNo. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.1(5) ポンプ車によるNo. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.11.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

f. ポンプ車によるNo. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.1(6) ポンプ車によるNo. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.11.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

g. 1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.1(7) 1 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.11.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

h. 海水から使用済燃料ピットへの注水【技術的能力、有効性評価】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.1(8) 海水から使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.11.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 優先順位

抽出された手順について、事象進展や設備の容量を踏まえた優先順位が示されていることを確認した。

<添付十：1.11.2.1(10) 優先順位>

<添付十：第 1.11.24 図 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手順>

1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等

(1) 送水車による使用済燃料ピットへのスプレー【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.2(1) 送水車による使用済燃料ピットへのスプレー>

<添付十：第 1.11.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.2(2) 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水>

<添付十：第 1.11.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.2(3) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和>

<添付十：第 1.11.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

（4）優先順位

抽出された手順について、事象進展や設備の容量を踏まえた優先順位が示されていることを確認した。

<添付十：1.11.2.2(5) 優先順位>

<添付十：第 1.11.29 図 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手順>

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等

（1）常設設備による使用済燃料ピットの状態監視【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)c. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.3(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視>

<添付十：第 1.11.3 表 重大事故等における対応手段と整備する手順（重大事故等時における使用済燃料ピットの監視）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

（2）可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視【技術的能力、有効性評価】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.1(2)c. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手段と設備>

<添付十：1.11.2.3(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視>

<添付十：第 1.11.3 表 重大事故等における対応手段と整備する手順（重大事故等時における使用済燃料ピットの監視）>

<添付十：第 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器>

1.11.2.4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.11.2.4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等>

大飯発電所3, 4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (重大事故等防止技術的能力基準 1. 12 及び設置許可基準規則第55条)

| | |
|---|---------|
| I 要求事項の整理 | 1.12-2 |
| II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.12-3 |
| 1.12.1 対応手段と設備の選定 | 1.12-3 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.12-3 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.12-4 |
| 1.12.2 重大事故等時の手順等 | 1.12-8 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.12-8 |
| a. 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.12-8 |
| b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.12-10 |
| (2) 優先順位について | 1.12-11 |
| (3) 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.12-12 |
| 1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順 | 1.12-13 |
| (1) 大気への拡散抑制 | 1.12-13 |
| a. 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制【技術的能力(第55条等)】 | 1.12-13 |
| (2) 海洋への拡散抑制 | 1.12-14 |
| a. 敷地内貯留及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制【技術的能力(第55条等)】 | 1.12-14 |
| (3) 優先順位 | 1.12-14 |
| 1.12.2.2 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の手順 | 1.12-14 |
| (1) 大気への拡散抑制 | 1.12-14 |
| a. 可搬型ディーゼル注入ポンプ用いた使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイ【技術的能力(第55条等)】 | 1.12-14 |
| b. 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制【技術的能力(第55条等)】 | 1.12-14 |
| (2) 海洋への拡散抑制 | 1.12-14 |
| a. 敷地内貯留及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制【技術的能力(第55条等)】 | 1.12-14 |
| (3) 優先順位 | 1.12-15 |
| 1.12.2.3 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 | 1.12-15 |
| (1) 初期対応における延焼防止処置 | 1.12-15 |
| a. 化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車による泡消火【自主対策】 | 1.12-15 |
| b. 可搬型ディーゼル注入ポンプ及び小型放水砲による泡消火【自主対策】 | 1.12-15 |
| (2) 航空機燃料火災の泡消火 | 1.12-15 |
| a. 移動式大容量ポンプ車及び放水砲による泡消火【技術的能力(第55条等)】 | 1.12-15 |
| (3) 優先順位 | 1.12-15 |
| 1.12.2.4 燃料の補給手順等 | 1.12-15 |
| (1) 可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車への燃料(軽油)補給【技術的能力(第55条等)】 | 1.12-15 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等について以下のとおり要求している。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|--|
| <p>1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p> |

<設置許可基準規則第55条>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|--|---|
| <p>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない</p> | <p>第五十五条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第五十五条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|-----------------------|------------------------|
| 該当なし | |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.12.1 対応手段と設備の選定

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12項（以下「第55条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第55条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器等の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第55条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第55条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> <p><添付十：追補1. 1.12.1 対応手段と設備の選定></p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第55条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第55条等による要求事項に基づき、対応手段として、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損時の手順、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順並びに原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第55条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対する手順」のとおり。</p> <p>第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器及びアニュラス部（以下「原子炉格納容器等」という。）又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水するための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等の設備及び手順等。</p> <p>② 海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための設備及び手順等。</p> <p>③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等の設備及び手順等。</p> <p>また、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第55条等」で求められている手順

| | 要求概要 | 確認結果 |
|------------|---|--|
| 【設備（配備）】※1 | <p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発</p> | <p>a) 原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水するための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等の設備及び手順等として、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉格納容器の最高点である頂部まで放水できるとしていることを確認した。</p> <p><添付八：4.4 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備></p> <p>b) 航空機燃料火災に対して泡消火するための、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、泡混合器等の設備及び手順等として、航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、泡混合器等により、泡消火剤を混合し、放水砲による泡消火ができることから、航空機衝突による航空機燃料火災に対応できるとしていることを確認した。</p> <p><添付八：4.4 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備></p> <p>c)、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）等へ放水するための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等の設備及び手順等として、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水できるとしていることを確認した。</p> <p><五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 リ. 原子炉格納施設の構造及び設備 (3) 非常用格納容器保護設備の構造 (ii) 重大事故等対処設備></p> <p><添付八：4.4 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備></p> |

| | | | |
|------------------|--|--|--|
| | <p>電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p> | <p>d) 複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、2台接続することで3号炉及び4号炉の両方に同時に放水できる容量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット2台、バックアップ用として1台の合計3台、放水砲は、3号炉及び4号炉の同時使用を想定し、3号炉及び4号炉で1セット2台、バックアップ用として1台の合計3台を保管している。</p> <p><五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 リ. 原子炉格納施設の構造及び設備 (3) 非常用格納容器保護設備の構造 (ii) 重大事故等対処設備></p> <p><添付八：4.4 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備></p> <p>e) 海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための手順として、放水砲等による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、発電所から海洋への流出箇所の3号炉及び4号炉取水路、3号炉及び4号炉放水路にシルトフェンスを設置し、放射性物質の拡散の抑制を図るとしていることを確認した。</p> <p><五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 リ. 原子炉格納施設の構造及び設備 (3) 非常用格納容器保護設備の構造 (ii) 重大事故等対処設備></p> <p><添付八：4.4 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備></p> | |
| <p>【技術的能力】※3</p> | <p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p> | <p>a) 原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水するための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等による放射性物質の拡散を抑制するための手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p><添付十：追補1. 1.12.2 重大事故等時の手順等></p> <p>b) 海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p><添付十：追補1. 1.12.2 重大事故等時の手順等></p> | |

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第55条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 12

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順
なし

1.12.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 第55条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p> | <p>確認結果（大飯3，4号炉）</p> <p>第55条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。 なお、具体的な個別手順の確認内容については、1.12.2.1、1.12.2.2及び1.12.2.3に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 放水設備を用いた屋外から原子炉格納容器等又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水。そのために、大容量ポンプ（放水 砲用）、放水砲、送水車、スプレイヘッダ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 原子炉格納容器等又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水による海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、シルト フェンスを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p><五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 リ、原子炉格納施設の構造及び設備 (3) 非常用格納容器保護設備の構造 (ii) 重大 事故等対処設備></p> <p><添付八：4.4 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備></p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりと していることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損時の手順等</p> <p>(a) 大気への拡散抑制</p> <p>炉心出口温度が350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が1×10^5mSv/h以上になり、原子炉格納容器へのスプレ イが格納容器スプレイ流量等で確認できない場合には、原子炉格納容器等への放水の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプ （放水砲用）を取水箇所周辺に配置し、水中ポンプと大容量ポンプ（放水砲用）吸込口を可搬型ホースで接続し、大容量ポンプ（放水 砲用）から放水砲まで可搬型ホースを敷設後、大容量ポンプ（放水砲用）を起動し、放水砲により放水開始するまでの作業を計12名に より約3.5時間で実施する。</p> <p>(b) 海洋への拡散抑制</p> <p>送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合 には、併せて汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、シルトフェンスを海上に降ろし、シルトフェンスの両端 をアンカーに固定し、1層目シルトフェンスを計12名により約2時間で展張する（取水路側2箇所、放水路側2箇所）。1層目シルトフェ ンスの設置が完了した後、同様の方法で2層目シルトフェンスを展張する作業（取水路側2箇所、放水路側2箇所）を計12名により約2</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>時間で実施する。</p> <p><添付十：追補1. 1.12.2.1 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損時の手順等></p> <p>b. 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等</p> <p>(a) 大気への拡散抑制</p> <p>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L. +31.79m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続しており、さらに原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値上昇により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけないと判断される場合には、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水の手順に着手する。この手順では、放水砲の放水先が原子炉格納容器等から原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に変わるだけでその他の手順は上記a.の場合と同様である。</p> <p>なお、使用済燃料ピットへのスプレイの本操作手順は、「1. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」において確認する。</p> <p>(b) 海洋への拡散抑制</p> <p>上記a. (b)と同じ。</p> <p><添付十：追補1. 1.12.2.2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等></p> <p>c. 原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉格納容器周辺への泡消火を行うための手順に着手する。この手順では、大容量ポンプ（放水砲用）を取水箇所周辺に配置し、水中ポンプと大容量ポンプ（放水砲用）の吸込口を可搬型ホースで接続し、大容量ポンプ（放水砲用）及び泡混合器を起動し、放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計12名により約3.5時間で実施する。</p> <p><添付十：追補1. 1.12.2.3 原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等></p> <p>③作業環境等</p> <p>大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等により、原子炉格納容器等へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉格納容器等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、トランシーバー等の必要な連絡手段を確保していること、大容量ポンプ（放水砲用）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p><添付十：追補1. 1.12.2.1 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損時の手順等、1.12.2.2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等、1.12.2.3 原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等></p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置づけた対策はないことを確認した。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>規制要求に対する手順等における優先順位についての主な確認結果を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容については、1.12.2.1(3)、1.12.2.2(3)、1.12.2.3(3)、以降に示す。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損時の手順等 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷に至った場合の手順等の優先は示されていないことから、順位はないことを確認した。 <添付十：追補1. 1.12.2.1 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損時の手順等></p> <p>b. 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合には、発電所敷地外への放射性物質の拡散の抑制を図ることを優先するとしていることを確認した。 <添付十：追補1. 1.12.2.2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等></p> <p>c. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、各消火手段に対して異なる緊急安全対策要員で対応していることから、優先順位はないことを確認した。 <添付十：追補1. 1.12.2.3 原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等></p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。</p> <p>自主的な対策として、海洋への拡散放射性物質の拡散抑制、航空機衝突による航空機燃料火災等時に泡消火を実施するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>①及び② 主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>1) 海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等</p> <p>送水車及びスプレイヘッド又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するために排水路への吸着剤の設置に着手する。この手順では、吸着剤を現場に運搬し、放水路側、取水路側、側溝の順に配置する作業を計22名により約12時間で実施する。</p> <p><添付十：追補1. 1.12.2.1 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損時の手順等、1.12.2.2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等></p> <p>2) 航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等</p> <p>a. 航空機燃料火災が発生した場合において、大容量ポンプ（放水砲用）等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃による泡消火に着手する。この手順では、水源となる消火栓（No. 2淡水タンク）近傍に小型動力ポンプ付水槽車を設置し、可搬型ホースにより水源と小型動力ポンプ付水槽車を接続し、さらに消火活動場所に配置された化学消防自動車等と可搬型ホースで接続し、中型放水銃等による泡消火を開始する。以上の作業を計7名により約20分で実施する。水源として他の防火水槽等を用いた場合も同様な手順である。</p> <p>b. 航空機燃料火災が発生した場合には、送水車（消火用）及び中型放水銃による泡消火に着手する。この手順では、水源となる消火栓近傍に送水車（消火用）を設置し、可搬型ホースを中型放水銃と接続し、中型放水銃による泡消火を開始する。以上の作業を計7名により約30分で実施する。</p> <p><添付十：追補1. 1.12.2.3 原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等></p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.12.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> |
| <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.12.2.1 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損時の手順

(1) 大気への拡散抑制

a. 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】

<添付十：1.12.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.12.2.1(1)a.大容量ポンプ(放水砲用)及び放水砲による大気への拡散抑制>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.12.3図 発電所外への放射性物質の拡散抑制操作手順タイムチャート>

(2) 海洋への拡散抑制**a. シルトフェンスによる海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】**

<添付十：1.12.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.12.2.1(2)a.シルトフェンスによる海洋への拡散抑制>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.12.2図 シルトフェンスの設置概略図>

<添付十：第1.12.3図 発電所外への放射性物質の拡散抑制操作手順タイムチャート>

b. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制【自主対策】

<添付十：1.12.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.12.2.1(2)b.放射性物質吸着剤による放射性物質の吸着>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 優先順位

<添付十：1.12.2.1(4)優先順位>

1.12.2.2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順**(1) 大気への拡散抑制****a. 送水車及びスプレイヘッドによる原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水【技術的能力（第55条等）】**

<添付十：1.12.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.12.2.2(1)a.送水車及びスプレイヘッドによる大気への拡散抑制>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】

<添付十：1.12.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.12.2.2(1)a.大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 海洋への拡散抑制**a. シルトフェンスによる海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】**

<添付十：1.12.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.12.2.2(2)b.シルトフェンスによる海洋への拡散抑制>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制【自主対策】

<添付十：1.12.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.12.2.2(2)b.放射性物質吸着剤による放射性物質の吸着>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 優先順位

<添付十：1.12.2.2(4)優先順位>

1.12.2.3 原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃による泡消火【自主対策】

<添付十：1.12.2.3(1)a.化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃による泡消火>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.7図 航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合の消火活動タイムチャート>

b. 送水車（消火用）及び中型放水銃による泡消火【自主対策】

<添付十：1.12.2.3(1)b.送水車（消火用）及び中型放水銃による泡消火>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.7図 航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合の消火活動タイムチャート>

(2) 航空機燃料火災の泡消火

a. 大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器による泡消火【技術的能力（第55条等）】

<添付十：1.12.2.3(2)a.大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器による泡消火>

<添付十：第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.12.7図 航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合の消火活動タイムチャート>

(3) 優先順位

<添付十：1.12.2.3(4)優先順位 >

1.12.2.4 燃料の補給手順等

(1) 大容量ポンプ（放水砲用）、送水車及び送水車（消火用）への燃料補給【技術的能力（第55条等）】

<添付十：1.12.2.1(3)その他の手順項目にて考慮する手順>

<添付十：1.12.2.2(3)その他の手順項目にて考慮する手順>

<添付十：1.12.2.3(3)その他の手順項目にて考慮する手順>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (重大事故等防止技術的能力基準 1. 13 及び設置許可基準規則第56条)

| | |
|---|---------|
| I 要求事項の整理 | 1.13-3 |
| II 審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.13-5 |
| 1.13.1 対応手段と設備の選定 | 1.13-5 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.13-5 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.13-6 |
| 1.13.2 重大事故等時の手順等 | 1.13-9 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.13-9 |
| a. 第56条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.13-9 |
| b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.13-13 |
| (2) 優先順位について | 1.13-13 |
| (3) 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.13-14 |
| 1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための代替手段及び復水ピットへの供給に係る手順等 | 1.13-16 |
| (1) 復水ピットから No.3 淡水タンクへの水源切替【自主対策】 | 1.13-16 |
| (2) A、B2次系純水タンクから No.3 淡水タンクへの補給【自主対策】 | 1.13-17 |
| (3) 復水ピットから脱気器タンクへの水源切替【自主対策】 | 1.13-17 |
| (4) 1次冷却系のフィードアンドブリード【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.13-17 |
| (5) No.3 淡水タンクから復水ピットへの補給【自主対策】 | 1.13-17 |
| (6) No.2 淡水タンクから復水ピットへの補給【自主対策】 | 1.13-17 |
| (7) 海水を用いた復水ピットへの補給【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.13-18 |
| (8) 優先順位 | 1.13-18 |
| 1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手順等 | 1.13-18 |
| (1) 燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替【自主対策】 | 1.13-18 |
| (2) 燃料取替用水ピットから No.2 淡水タンクへの水源切替【自主対策】 | 1.13-18 |
| (3) 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替【技術的能力】 | 1.13-18 |
| (4) 燃料取替用水ピットから海水への水源切替【技術的能力】 | 1.13-19 |
| (5) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】 | 1.13-19 |
| (6) 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 | 1.13-19 |
| a. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給【自主対策】 | 1.13-19 |
| b. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給【自主対策】 | 1.13-19 |
| (7) No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】 | 1.13-20 |
| (8) No.2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】 | 1.13-20 |
| (9) 復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】 | 1.13-20 |
| (10) 優先順位 | 1.13-20 |
| 1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手順等 | 1.13-20 |
| (1) 燃料取替用水ピットから No.2 淡水タンクへの水源切替【自主対策】 | 1.13-20 |

| | |
|---|---------|
| (2) 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替【技術的能力】 | 1.13-21 |
| (3) 燃料取替用水ピットから海水への水源切替【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.13-21 |
| (4) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】 | 1.13-21 |
| (5) 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 | 1.13-21 |
| a. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給【自主対策】 | 1.13-21 |
| b. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給【自主対策】 | 1.13-22 |
| (6) No.3淡水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】 | 1.13-22 |
| (7) No.2淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】 | 1.13-22 |
| (8) 復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給【技術的能力】 | 1.13-22 |
| (9) 優先順位 | 1.13-22 |
| 1.13.2.4 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の手順等 | 1.13-23 |
| (1) 再循環運転 | 1.13-23 |
| a. 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.13-23 |
| (2) 代替再循環運転 | 1.13-23 |
| a. A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替再循環運転【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.13-23 |
| b. B高圧注入ポンプ(海水冷却)、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.13-23 |
| c. A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による低圧代替再循環運転【自主対応】 | 1.13-23 |
| 1.13.2.5 使用済燃料ピットへの水の供給時に係る手順等 | 1.13-23 |
| (1) No.3淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】 | 1.13-23 |
| (2) No.2淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】 | 1.13-24 |
| (3) ポンプ車によるNo.3淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】 | 1.13-24 |
| (4) ポンプ車によるNo.2淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】 | 1.13-24 |
| (5) 1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】 | 1.13-24 |
| (6) 海水から使用済燃料ピットへの注水【技術的能力、有効性評価(第37条)】 | 1.13-24 |
| 1.13.2.6 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋(貯蔵槽内燃料体等)へのスプレイ及び放水に係る手順等 | 1.13-25 |
| (1) 送水車による使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋(貯蔵槽内燃料体等)へのスプレイ【技術的能力】 | 1.13-25 |
| (2) 大容量ポンプ(放水砲用)及び放水砲による原子炉周辺建屋(貯蔵槽内燃料体等)への放水【技術的能力】 | 1.13-25 |
| 1.13.2.7 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時の格納容器及びアニュラス部への放水に係る手順等 | 1.13-25 |
| (1) 大容量ポンプ(放水砲用)及び放水砲による格納容器及びアニュラス部への放水【技術的能力】 | 1.13-25 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|--|---|
| <p>1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。</p> |

<設置許可基準規則第56条>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|--|---|
| <p>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。</p> |

<有効性評価 (第37条)> (有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策 (手順等))

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策 (手順等) |
|--|--|
| 2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失 | ・1次冷却系のフィードアンドブリード |
| 2.2 全交流電源喪失 | ・B高圧注入ポンプ (海水冷却)、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転 |
| 2.3 原子炉補機冷却機能喪失 | |
| 2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 | ・高圧注入ポンプによる高圧再循環運転 |
| 2.7 ECCS再循環機能喪失 | ・A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環 |
| 3.11 格納容器加圧破損 | ・海水を用いた復水ピットへの補給 ・燃料取替用水ピットから海水への水源切替 |
| 3.12 格納容器加温破損 | |
| 5.1 崩壊熱除去機能喪失 | ・A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環 |
| 5.3 原子炉冷却材の流出 | |
| 4.1 想定事故1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故 | ・海水から使用済み燃料ピットへの注水 |
| 4.2 想定事故2 サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故 | |

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

重大事故等の収束に必要な水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1.13項（以下「第56条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第45条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 設計基準事故の収束に必要な水源は、復水ピット、燃料取替用水ピットであるが、これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給する対処設備及び対応手順を整備するとしており、「第56条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第56条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する機能喪失に対する対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ等であり、対応手段は蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第56条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（＜添付十：「第1.13.1図 機能喪失原因対策分析」＞参照）を踏まえ、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）、炉心注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料ピットへの注水に使用する設備の故障を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、＜添付十：「第1.13.1図 機能喪失原因対策分析」＞に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第56条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>①蒸気発生器2次側へ注水するための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>②炉心注水するための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>③格納容器スプレイをするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>④ 格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転をするための設備及び手順等。</p> <p>⑤使用済燃料ピットへ水を供給するための設備及び手順等</p> <p>⑥使用済燃料ピットへ又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水をするための設備及び手順等。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

| ○「第56条等」で求められている手順 | | 確認結果(大飯3・4号炉) |
|--------------------|---|---|
| | 規制要求事項 | |
| 【設備(配備)】※1 | <p>第56条(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>ロ) 複数の代替淡水源(貯水槽、ダム又は貯水池等)が確保されていること。</p> <p>ハ) 海を水源として利用できること。</p> <p>【設備(措置)】※2</p> <p>ホ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>ヘ) 代替水源からの移送可搬型ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> | <p>機能喪失原因対策分析の結果、①蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)、②炉心注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料ピットへの注水、③再循環による炉心注水に使用する設備の故障を想定する。それぞれにおける規制要求事項に対する主な手順を以下のとおり示す。(具体的な適合状況については、個別の手順にて確認する。)</p> <p>①重大事故等により、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)手段の水源となる復水ピットが枯渇又は破損した場合の代替手段。</p> <p>a. 「1次冷却系のフィードアンドブリード」のための手順</p> <p>b. 「海水を用いた復水ピットへの補給」のための手順</p> <p>②重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水ピットが枯渇又は破損した場合の主な代替手段。</p> <p>a. 「燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替」のための手順</p> <p>b. 「燃料取替用水ピットから海水への水源切替」のための手順</p> <p>c. 「復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給」のための手順</p> <p>③重大事故等により、炉心注水を行うための再循環設備である余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器の機能が喪失した場合、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の主な代替手段。</p> <p>a. 「高圧注入ポンプによる高圧再循環運転」のための手順</p> <p>b. 「A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS 連絡ライン使用による代替再循環運転)」のための手順</p> <p>c. 「B高圧注入ポンプ(海水冷却)、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転」のための手順</p> |

| | | | |
|------------------|---|-----------|--|
| <p>【技術的能力】※3</p> | <p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。</p> <p>ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>ハ) 海を水源として利用できること。</p> <p>ニ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>ホ) 代替水源からの移送可搬型ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>ヘ) 水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。</p> | <p>同上</p> | |
|------------------|---|-----------|--|

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第56条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 13

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「1次冷却系のフィードアンドブリード」、「海水を用いた復水ピットへの補給」、「燃料取替用水ピットから海水への水源切替」、「高圧注入ポンプによる高圧再循環運転」、「B高圧注水ポンプ（海水冷却）、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転」、「A格納容器スプレイポンプ（RHRS—CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転」及び「海水から使用済み燃料ピットへの注水」に係る手順を整備するとしていることを確認した。

1.13.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第56条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|---|---|
| <p>1) 第56条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p> | <p>第56条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.13.2.1(4)、(7)、1.13.2.2(3)、(4)、(9)、1.13.2.3(2)、(3)、(8)、1.13.2.4(1)a.、(2)a.、b.、1.13.2.5(6)、1.13.2.6(1)、(2)、 1.13.2.7(1)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 1次冷却系のフィードアンドブリード。そのために、燃料取替用水ピット、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備 として位置付ける。</p> <p>b. 復水ピットへの海水の補給。そのために、送水車及び軽油ドラム缶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替及び復水ピットからの代替炉心注水又は代替格納容器スプレイ。そのために、復水 ピット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、重油タンク及びタンク ローリーを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 燃料取替用水ピットから海水への水源切替。そのために、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)、仮設 組立式水槽等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給。そのために、復水ピットを重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>f. 格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転。そのために、格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)、A格納容 器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>g. 使用済燃料ピットへ海水を注水。そのために、送水車及び軽油ドラム缶を重大事故等防止設備として新たに整備する。</p> <p>h. 使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋(貯蔵槽内燃料体等)へ放水。そのために、送水車、スプレイヘッド及び軽油ドラム缶を重大事 故等防止設備として新たに整備する。</p> <p>i. 原子炉格納容器及びアニユラス部又は原子炉周辺建屋(貯蔵槽内燃料体等)への放水。そのために、大容量ポンプ(放水砲用)、放水 砲、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを重大事故等防止設備として新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第 43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「1次冷却系のフィードアンドブリード」のための手順</p> <p>重大事故等の発生時において復水ピットの枯渇、破損等による蒸気発生器2次側への注水機能が喪失した場合に、燃料取替用水ピットを 水源とする1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却するための手順の整備については「IV-4.2 原子炉冷却材圧力バウ ンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については<添付十:「第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されていること</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>を確認した。</p> <p>b. 「海水を用いた復水ピットへの補給」のための手順 <u>重大事故等の発生時に蒸気発生器2次側による炉心冷却中に復水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認し、かつNo. 3淡水タンクから復水ピットへの補給ができない場合には、海水を用いて復水ピットに補給する手順に着手する。この手順では、送水車、可搬型ホース等を準備し、現場である復水ピットまで敷設し、送水車を起動し、海水を復水ピットへ補給する作業を計5名により約3.4時間で実施する。</u> なお、具体的な計測可能なパラメータ等については<添付十：「第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されていることを確認した。</p> <p>c. 「代替炉心注水又は代替格納容器スプレイ（燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替）」のための手順 <u>重大事故等発生時において炉心注水中又は格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇又は破損等により供給が必要な場合には、燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替の手順に着手する。この手順では、現場で燃料取替用水ピットのディスタンスピースの取替、燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替を行い、恒設代替低圧注水ポンプを起動し、代替炉心注水又は代替格納容器スプレイを行う作業を計6名により約110分で実施する。</u> なお、具体的な計測可能なパラメータ等については<添付十：「第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されていることを確認した。</p> <p>d. 「代替炉心注水又は代替格納容器スプレイ（燃料取替用水ピットから海水への水源切替）」のための手順 <u>重大事故等発生時において炉心注水又は格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇又は破損等により供給が必要な場合には、燃料取替用水ピットから海水への水源切替の手順に着手する。</u> 炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇又は破損等により供給が必要な場合における燃料取替用水ピットから海水への水源切替操作は<添付十：「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」>のうち、1.4.2.1(1).b.(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水」における手順等と同じであることを確認した。 また、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇又は破損等により供給が必要な場合における燃料取替用水ピットから海水への水源切替操作は<添付十：「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」>のうち、1.6.2.1(1)b.(c)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」における手順等と同じであることを確認した。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については<添付十：「第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されていることを確認した。</p> <p>e. 「代替炉心注水又は代替格納容器スプレイ（復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給）」のための手順 重大事故等発生時において炉心注水又は格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合には、復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給する手順に着手する。 この手順では、現場で燃料取替用水ピットの通水用ディスタンスピースの取替、復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給準備を行い、復水ピットから燃料取替用水ピットへ補給する作業を計5名により約100分で実施する。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については<添付十：「第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器」>に示されていることを確認した。</p> <p>f. 「高圧注入ポンプによる高圧再循環」のための手順 重大事故等の発生により、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプの故障等により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、高圧注入ポンプにより格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する手順は<添付十：「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」>のうち 1.4.2.1(1)c.(a)「高圧注入ポンプによる高圧再循環運転」</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>における手順等と同じである。</p> <p>g. 「A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転」のための手順 <u>重大事故等の発生により再循環運転中に</u>非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、<u>格納容器再循環サンプを水源とした</u>A格納容器スプレイポンプ（RHRS - CSS 連絡ライン使用）及びA格納容器スプレイ冷却器を用いた<u>代替再循環運転を行うための手順の整備</u>については、「IV-4.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>h. 「B高圧注入ポンプ（海水冷却）、大容量ポンプによる高圧代替再循環」のための手順 全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合において、大容量ポンプによる代替補機冷却により補機冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水が確保された場合に、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転を行い、あわせて大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器を冷却するための手順については、<添付十：「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」>のうち「1.4.2.1(2)b.(a)i. B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転」における手順等と同じである。</p> <p>i. 「使用済燃料ピットへの水の供給」のための手順 <u>重大事故等の発生により、使用済燃料ピットへの水の補給が必要な場合に海水から使用済燃料ピットへの注水のための手順の整備</u>については、「IV-4.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>j. 「送水車による使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽燃料体等）へのスプレイ」のための手順 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、送水車及びスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする手順については、<添付十：「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」>のうち、1.11.2.2(1)「送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ」における手順等と同じである。 また、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合に、送水車及びスプレイヘッドにより海水を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する手順は<添付十：「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」>のうち、1.12.2.2(1)a.「送水車及びスプレイヘッドによる大気への拡散抑制」における手順等と同じである。</p> <p>k. 「大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水」のための手順 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等が発生した場合において、大容量ポンプ（放水砲）及び放水砲により海水を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水を行う手順は<添付十：「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」>のうち、1.11.2.2(2)「大容量ポンプ（放水砲）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水」における手順等と同じである。 また、貯蔵槽内燃料体等が著しい損傷に至るおそれがある場合に、大容量ポンプ（放水砲）及び放水砲により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する手順については、<添付十：「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」>のうち、1.12.2.2(1)b.「大容量ポンプ（放水砲）及び放水砲による大気への拡散抑制」における手順等と同じである。</p> <p>l. 「大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による格納容器及びアニュラス部への放水」のための手順 重大事故等の発生により、大容量ポンプ（放水砲）及び放水砲により海水を格納容器及びアニュラス部へ放水する手順については、<添付十：「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」>のうち、1.12.2.1.(1)a.「大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制」における手順等と同じである。</p> <p>③作業環境等 <u>復水ピット</u>、<u>燃料取替用水ピット</u><u>が水源として使用できない場合</u>又は使用済燃料ピットへの水の補給が必要な場合、<u>No.3淡水タンク</u>から海水までの代替水源の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、<u>重大事故等の収束ま</u></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|---|
| | <p>での間、十分な量の水を供給できること、代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、可搬型ホース及び移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保すること、送水車等の配置を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 有効性評価 (第37条) 等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>1) 対策と設備等 有効性評価 (第37条) において、炉心を十分に冷却するため、原子炉格納容器の破損を防止するため及び使用済燃料ピットの冷却をするために蒸気発生器2次側による炉心冷却、代替炉心注水、代替格納容器スプレイ及び使用済燃料貯蔵槽への注水に必要な対策と そのための重大事故等対処設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> |
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> | <p>2) 手順の方針等 これらの対策と設備、重大事故等対処設備の設計方針及び手順等は、第56条等の規制要求に対する設備及び手順等と同じであることを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条 (手順等に関する共通的な要求事項) 等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>「蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水) のための代替手段及び復水ピットへの供給に係る手順等」、「炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」及び「格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」について、優先順位が示されていることを確認した。 詳細については、1.13.2.1(9)、1.13.2.2(11)、1.13.2.3(10)に示す。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>1) 申請者は、重大事故等の収束に必要な水を供給するために必要な重大事故等対処設備を整備するとともに、機能喪失原因分析結果を踏まえて、自主対策として多様性拡張設備及びその手順等を整備していることから、自主対策の確認結果についても、その分析結果を踏まえ、(1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等、(2) 炉心注水及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等、(3) 代替再循環による炉心注水のための設備及び手順等、(4) 使用済燃料ピットへ水を供給する設備及び手順等とに整理して示す。具体的な個別手順の確認結果については、1.13.2.1、1.13.2.2、1.13.2.3、1.13.2.4、1.13.2.5に示す。</p> <p>(1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等</p> <p>「①対策と設備」及び「主な手順及び手順着手の判断基準等」</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却をするための代替水源の確保と水の供給をするための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 重大事故等の発生時に、復水ピット水位計指示値が5.9%に低下するまでに、又は復水ピットが枯渇又は破損等により機能喪失した場合において、No.3淡水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、復水ピットからNo.3淡水タンクへの水源切替えを行うための手順に着手する。この手順では、No.3淡水タンク供給弁の開弁、復水ピット供給弁の閉止操作を1名により約3分で実施する。復水ピットからNo.3淡水タンクへの水源切替えについては電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを停止することなく切替えができる。また、No.3淡水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合には、A、B2次系純水タンクからNo.3淡水タンクへ自動補給できる。</p> <p>b. 重大事故等の発生時に、復水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、No.3淡水タンクが破損等により機能喪失した場合には、復水ピットから脱気器タンクへの水源切替えを行うための手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>c. 水源となるタンクの切替え完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないようにし、切り替える手順とする。</p> <p>(2) 炉心注水及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等</p> <p>「①対策と設備」及び「主な手順及び手順着手の判断基準等」</p> <p>炉心注水及び格納容器冷却をするための代替水源の確保と水を供給するための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、インターフェイスシステムLOCA等により再循環運転ができず、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水ピットへの供給に着手する。この手順では、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの供給ラインの系統構成を行い、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプの起動操作を計2名により、約30分で実施する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|-------------|--|
| | <p>b. インターフェイスシステムLOCA等により再循環運転ができず、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給機能喪失を判断した際などに、No.3淡水タンク等の水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、No.3淡水タンクから使用済燃料ピット経由によるほう酸水の燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う操作を計2名により、約50分で実施する。</p> <p>c. インターフェイスシステムLOCA等により再循環運転ができず、No.3淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給機能喪失を判断した際などに、火災の発生がなく、No.2淡水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合に、No.2淡水タンクから燃料取替用水ピットへ供給する手順に着手する。この手順では、可搬型ホースをNo.2淡水タンクを水源とする消火栓から燃料取替用水ピットまで敷設し、No.2淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給操作を計4名により、約45分で実施する。 [N1]</p> <p>d. 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプにより原子炉格納容器へスプレイする手順については、「IV-4.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>(4) 代替再循環による炉心注入のための設備及び手順等 再循環又は代替再循環による炉心冷却のための設備を用いた主な手順等は以下のとおり。 a. 1次冷却材喪失事における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、A余熱除去ポンプ(空調用冷水)による低圧代替再循環運転により原子炉を冷却する手順については、<添付十:「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」>における手順等と同じである。</p> <p>(5) 使用済燃料ピットへ水を供給する設備及び手順等 使用済燃料ピットへ水を供給するための設備を活用した手順等の方針については、「IV-4.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における使用済燃料ピットへ注水する手順と同じであるとしていることを確認した。 <添付十: 第1.13.1~4表 重大事故等における対応手段と整備する手順></p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※ ※ 1.13.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針 <u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u> ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準} b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング} c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器} ②必要な人員等 a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順} b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等} c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器} d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。） ③アクセスルートの確保等 a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート} b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等} c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境} ※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p> <hr/> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u> ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準} b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順} c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p> |

1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給に係る手順等

(1) 復水ピットから No.3 淡水タンクへの水源切替え【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.1(1) 復水ピットから No.3 淡水タンクへの水源切替>

<添付十：第 1.13.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給）>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（1/14）>

(2) A、B2次系純水タンクからNo.3淡水タンクへの補給【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.1(2) A、B2次系純水タンクからNo.3淡水タンクへの補給>

<添付十：第1.13.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給）>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（1/14）>

(3) 復水ピットから脱気器タンクへの水源切替【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.1(3) 復水ピットから脱気器タンクへの水源切替>

<添付十：第1.13.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給）>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（1/14）>

<添付十：1.2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

(4) 1次冷却系のフィードアンドブリード【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.1(4) 1次冷却系のフィードアンドブリード>

<添付十：第1.13.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給）>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（2/14）>

<添付十：1.2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

(5) No.3淡水タンクから復水ピットへの補給【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.1(5) No.3淡水タンクから復水ピットへの補給>

<添付十：第1.13.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給）>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（2/14）>

<添付十：1.13.5図 No.3淡水タンクから復水ピットへの補給 タイムチャート>

(6) No.2淡水タンクから復水ピットへの補給【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.1(6) No.2淡水タンクから復水ピットへの補給>

<添付十：第1.13.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給）>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（2/14）>

<添付十：1.13.7図 No.2淡水タンクから復水ピットへの補給 タイムチャート>

<添付十：1.13.8 図 No.2 淡水タンクから復水ピットへの補給 可搬型ホース敷設ルート図>

(7) 海水を用いた復水ピットへの補給【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.1(7) 海水を用いた復水ピットへの補給>

<添付十：第1.13.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給）>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（2/14）>

<添付十：1.13.10 図 海水を用いた復水ピットへの補給 タイムチャート>

<添付十：1.13.11 図 海水を用いた復水ピットへの補給 可搬型ホース敷設ルート図>

(8) 優先順位

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給に係る手順として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.13.2.1(9) 優先順位>

<添付十：1.13.12 図 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給手順>

1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手順等

(1) 燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(1) 燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替>

<添付十：第1.13.2表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（1/2））>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（3/14）>

(2) 燃料取替用水ピットからNo.2 淡水タンクへの水源切替【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(2) 燃料取替用水ピットからNo.2 淡水タンクへの水源切替>

<添付十：第1.13.2表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（1/2））>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（3/14）>

<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

<補足説明資料：添付資料 1.4.6 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水>

(3) 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(3) 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替>

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（1/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（3/14）>

<添付十：1.13.15 図 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替 タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料 1.13.6 燃料取替用水ピットから代替水源への水源切替>

(4) 燃料取替用水ピットから海水への水源切替【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(4) 燃料取替用水ピットか海水への水源切替>

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（1/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（3/14）>

<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

<補足説明資料：添付資料 1.4.7 可搬型代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水>

(5) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(5) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給 >

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（1/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（4/14）>

<添付十：1.13.17 図 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給 タイムチャート>

(6) 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

a. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(6)a. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給 >

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（1/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（5/14）>

<添付十：1.13.19 図 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給（加圧器逃がしタンク経由） タイムチャート>

b. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(6)b. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給 >

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（1/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（5/14）>

<添付十：1.13.21 図 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給（使用済燃料ピット脱塩塔経由） タイムチャート>

(7) No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(7) No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給 >

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（6/14）>

<添付十：1.13.23 図 No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給 タイムチャート>

(8) No.2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(8) No.2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 >

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（7/14）>

<添付十：1.13.25 図 No.2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 タイムチャート>

<添付十：1.13.26 図 No.2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 可搬型ホース敷設ルート図>

(9) 復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.2(9) 復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給 >

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（8,9/14）>

<添付十：1.13.28 図 復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給タイムチャート>

<補足説明資料：1.13.8-(6) 代替水源を用いた燃料取替用水ピットへの補給（復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給）>

(10) 優先順位

炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.13.2.2(11) 優先順位 >

<添付十：1.13.29 図 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手順>

1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手順等**(1) 燃料取替用水ピットから No.2 淡水タンクへの水源切替【自主対策】**

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.3(1) 燃料取替用水ピットから No.2 淡水タンクへの水源切替>

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（9/14）>

<添付十：1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>

(2) 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.3(2) 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替>

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（9/14）>

<添付十：1.13.31 図 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替 タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料 1.13.6 燃料取替用水ピットから代替水源への水源切替>

(3) 燃料取替用水ピットから海水への水源切替【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.3(3) 燃料取替用水ピットから海水への水源切替>

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（9/14）>

<添付十：1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>

(4) 1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。また、操作手順については、1.13.2.2(5)1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給の手順と同じであることを確認した。

<添付十：1.13.1(2)c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.3(4) 1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給>

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（10/14）>

(5) 1 次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

a. 1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。また、操作手順については、1.13.2.2(6)a. 1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給の手順と同じであることを確認した。

<添付十：1.13.1(2)c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.3(5)a. 1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給 >

<添付十：第 1.13.2 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器（11/14）>

b. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。また、操作手順については、1.13.2.2(6)b. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給の手順と同じであることを確認した。

<添付十：1.13.1(2)c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.3(5)b. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給 >

<添付十：第1.13.2表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（11/14）>

(6) No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。また、操作手順については、1.13.2.2(7)No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給の手順と同じであることを確認した。

<添付十：1.13.1(2)c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.3(6) No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給>

<添付十：第1.13.2表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（12/14）>

(7) No.2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。また、操作手順については、1.13.2.2(8)No.2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給の手順と同じであることを確認した。

<添付十：1.13.1(2)c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.3(7) No.2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給>

<添付十：第1.13.2表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（13/14）>

(8) 復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.3(8) 復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給>

<添付十：第1.13.2表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給（2/2））>

<添付十：第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器（14/14）>

<添付十：1.13.28 図 復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給タイムチャート>

<補足説明資料：1.13.8-(6) 代替水源を用いた燃料取替用水ピットへの補給（復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給）>

(9) 優先順位

格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.13.2.3(10) 優先順位 >

<添付十：1.13.32 図 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手順>

1.13.2.4 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の手順等

(1) 再循環運転

a. 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)d. 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.4(1)a. 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転>

<添付十：第1.13.3表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転）>

<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

(2) 代替再循環運転

a. A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)d. 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.4(2)a. A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転>

<添付十：第1.13.3表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転）>

<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

b. B高圧注入ポンプ（海水冷却）、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)d. 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.4(2)b. B高圧注入ポンプ（海水冷却）、大容量ポンプによる高圧代替再循環運転>

<添付十：第1.13.3表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転）>

<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

c. A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転【自主対応】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)d. 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.4(2)c. A余熱除去ポンプ（空調用冷水）による低圧代替再循環運転>

<添付十：第1.13.3表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転）>

<添付十：1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

1.13.2.5 使用済燃料ピットへの水の供給時に係る手順等

(1) No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)e. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.5(1) No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第1.13.4表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットへの水の供給）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

(2) No.2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)e. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.5(2) No.2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.13.4 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットへの水の供給）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

(3) ポンプ車による No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)e. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.5(3) ポンプ車による No.3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.13.4 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットへの水の供給）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

(4) ポンプ車による No.2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)e. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.5(4) ポンプ車による No.2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.13.4 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットへの水の供給）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

(5) 1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)e. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.5(5) 1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.13.4 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットへの水の供給）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

(6) 海水から使用済燃料ピットへの注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)e. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.5(6) 海水から使用済燃料ピットへの注水>

<添付十：第 1.13.4 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットへの水の供給）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

1.13.2.6 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレー及び放水に係る手順等**(1) 送水車による使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレー【技術的能力】**

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)f. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレー及び放水の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.6(1) 送水車による使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレー>

<添付十：第1.13.5表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットから大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレー及び放水）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

<添付十：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等>

(2) 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)f. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレー及び放水の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.6(2) 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水>

<添付十：第1.13.5表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（使用済燃料ピットから大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレー及び放水）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

<添付十：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等>

1.13.2.7 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時の格納容器及びアニュラス部への放水に係る手順等**(1) 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による格納容器及びアニュラス部への放水【技術的能力】**

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.13.1(2)g. 炉心の著しい損傷及び格納容器の破損時の格納容器及びアニュラス部への放水の対応手段及び設備>

<添付十：1.13.2.7(1) 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による格納容器及びアニュラス部への放水>

<添付十：第1.13.6表 格納容器及びアニュラス部への放水）>

<添付十：1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.14及び設置許可基準規則第57条）

| | |
|--|---------|
| I 要求事項の整理..... | 1.14-2 |
| II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果..... | 1.14-4 |
| 1.14.1 対応手段と設備の選定..... | 1.14-4 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方..... | 1.14-4 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果..... | 1.14-5 |
| 1.14.2 重大事故等時の手順等..... | 1.14-9 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について..... | 1.14-9 |
| a. 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等..... | 1.14-9 |
| b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等..... | 1.14-11 |
| (2) 優先順位について..... | 1.14-12 |
| (3) 自主的対策のための設備及び手順等について..... | 1.14-13 |
| 1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等..... | 1.14-15 |
| (1) 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】..... | 1.14-15 |
| (2) 77kV送電線による代替電源（交流）からの給電【自主対策】..... | 1.14-15 |
| (3) No.2予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【自主対策】..... | 1.14-15 |
| (4) No.1予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【自主対策】..... | 1.14-15 |
| (5) 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【技術的能力】..... | 1.14-15 |
| (6) 号機間電力融通恒設ケーブル（1,2～3,4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【自主対策】..... | 1.14-16 |
| (7) 電源車による代替電源（交流）からの給電【技術的能力】..... | 1.14-16 |
| (8) 号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【技術的能力】..... | 1.14-16 |
| (9) 優先順位..... | 1.14-16 |
| 1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順等..... | 1.14-17 |
| (1) 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】..... | 1.14-17 |
| (2) 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電【技術的能力】..... | 1.14-17 |
| (3) 優先順位..... | 1.14-17 |
| 1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等..... | 1.14-17 |
| (1) 代替所内電気設備による交流及び直流の給電（空冷式非常用発電装置）【技術的能力】..... | 1.14-17 |
| (2) 代替所内電気設備による交流及び直流の給電（電源車）【技術的能力】..... | 1.14-17 |
| (3) 優先順位..... | 1.14-18 |
| 1.14.2.4 燃料の補給手順等..... | 1.14-18 |
| (1) 空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給【技術的能力、有効性評価（第37条）】..... | 1.14-18 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、電源の確保に関する手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 電源の確保に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.14 電源の確保に関する手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|--|---|
| <p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、電源が喪失しことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電を開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> |

<設置許可基準規則第57条>（原子炉格納容器内下部の熔融炉心を冷却するための設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|--|
| <p>(電源設備)</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> | <p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> |

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|--|
| <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p> | <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|--|---|
| <p>2.2 全交流電源喪失</p> <p>3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>5.2 全交流電源喪失（停止時）</p> | <p>空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電</p> <p>空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給</p> |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.14.1 対応手段と設備の選定

電源の確保に関して申請者が計画する設備及び手順等が、①第57条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.14項（以下「第57条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第57条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第57条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第57条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記 1) 以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第57条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（＜添付十：「第1.14.1図 機能喪失原因対策分析（全交流電源喪失）、第1.14.2図 機能喪失原因対策分析（全直流電源喪失）」＞参照）を踏まえ、設計基準事故対処設備の故障として、「非常用高圧母線への交流電源による給電に使用する設備の故障」、「非常用直流母線への直流電源による給電に使用する設備の故障」、並びに「所内電気設備の故障」を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、直流母線機能喪失を除き網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、＜添付十：「第1.14.1図及び第1.14.2図 機能喪失原因対策分析」＞に示されていることを確認した。</p> <p>なお、直流母線の機能喪失が発生した場合には、当該母線から電源が供給されていた個別機器について、可搬型電源による電源供給を行うとしていることを確認した。</p> <p>2) 第57条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第57条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 常設代替電源（交流）として空冷式非常用発電装置により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 号機間の電力融通による代替電源（交流）として号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）又は号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>③ 可搬型代替電源（交流）※²として電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>④ 常設代替電源（直流）として蓄電池（安全防護系用）により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 可搬型代替電源（直流）として電源車及び可搬式整流器により給電するための設備及び手順等。</p> <p>⑥ 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）として給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）として給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>※2 可搬型代替電源（交流）；可搬型代替電源（交流）のうち、電源車（緊急時対策所用）に関する設備及び手順等については、「IV-4.18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等」において整理。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第57条等」で求められている手順

| | 要求概要 | 確認結果 |
|------------------------------|---|---|
| <p>【設備（配備）】※¹</p> | <p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>【設備（措置）】※²</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> | <p>「電源の確保」について、必要な設備及び手順等が以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>a) - i)</p> <p>○電源車による代替電源（交流）からの給電</p> <p>可搬型代替電源（交流）として電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○電源車及び可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電</p> <p>可搬型代替電源（直流）として電源車及び可搬式整流器により給電するための設備及び手順等。</p> <p>a) - ii)</p> <p>○空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>常設代替電源（交流）として空冷式非常用発電装置により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>○蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電</p> <p>常設代替電源（直流）として蓄電池（安全防護系用）により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>要求事項に係る対応として、蓄電池（安全防護系用）を用いた手順により、全交流動力電源喪失発生後、1時間までに中央制御室からの不要直流負荷の切離しをする。その後、8時間以降は現場での不要直流負荷の切離しにより蓄電池（安全防護系用）にて24時間にわたり直流電源の給電を確保することを確認した。</p> <p>c)</p> <p>○電源車及び可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電</p> <p>可搬型代替電源（直流）として電源車及び可搬式整流器により給電するための設備及び手順等。また、直流母線と接続することにより24時間にわたり給電可能であることを確認した。</p> |

| | | | | |
|--|------------------|--|---|--|
| | <p>【技術的能力】※3</p> | <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備(モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し(原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。)を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備(3系統目)を整備すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p> | <p>d) 号機間電力融通恒設ケーブル(3号及び4号)又は号機間電力融通予備ケーブル(3号~4号)を使用した号機間融通による代替電源(交流)からの給電</p> <p>号機間の電力融通による代替電源(交流)として号機間電力融通恒設ケーブル(3号~4号)又は号機間電力融通予備ケーブル(3号~4号)を使用した号機間融通により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>e) 代替所内電気設備による給電</p> <p>代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>また、所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成し、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。これとは別に上記2系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する代替所内電気設備として、空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤及び可搬式整流器を使用することを確認した。</p> <p><添付八:10.2.2設計方針></p> <p>第2項の要求に対する機器については、今回は未申請であり、対象外であることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>a)</p> <p>○空冷式非常用発電装置による代替電源(交流)からの給電</p> <p>常設代替電源(交流)として空冷式非常用発電装置により給電を実施するための設備及び手順等。</p> | |
|--|------------------|--|---|--|

| | | | |
|--|--|---|--|
| | <p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備(モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> | <p>○蓄電池(安全防護系用)による代替電源(直流)からの給電 <u>常設代替電源(直流)として蓄電池(安全防護系用)により給電を実施するための設備及び手順等。</u></p> <p>b) ○電源車による代替電源(交流)からの給電 <u>可搬型代替電源(交流)として電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</u></p> <p>c) ○号機間電力融通恒設ケーブル(3号及び4号)又は号機間電力融通予備ケーブル(3号~4号)を使用した号機間融通による代替電源(交流)からの給電 <u>号機間の電力融通による代替電源(交流)として号機間電力融通恒設ケーブル(3号~4号)又は号機間電力融通予備ケーブル(3号~4号)を使用した号機間融通により給電を実施するための設備及び手順等。</u></p> <p>d) 代替所内電気設備による給電 <u>代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</u> また、所内電気設備の2系統が同時に機能喪失した場合は、共通要因で機能を失うことないように、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、常設重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器及び代替所内電気設備分電盤と可搬型重大事故等対処設備である可搬式整流器を用いた代替所内電気設備による給電を行うとしていることを確認した。</p> | |
|--|--|---|--|

※1:【設備(設置/配備)】:設置許可基準規則第57条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2:【設備(措置)】:【設備(設置/配備)】以外の要求事項、※3:【技術的能力】:重大事故等防止技術的能力基準1.14

○設置許可基準37条(有効性評価)で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」、「蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電」、「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」

1.14.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1) 第57条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第57条等の規制要求に対する設備及び手順等について、1.14.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 常設代替電源（交流）からの給電。そのために、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 他号炉からの給電。そのために、他号炉のディーゼル発電機等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）及び号機間電力融通予備ケーブル（3号及び4号）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 可搬型代替電源（交流）からの給電。そのために、電源車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 常設代替電源（直流）からの給電。そのために、蓄電池（安全防護系用）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>e. 可搬型代替電源（直流）からの給電。そのために、電源車及び可搬式整流器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>f. 代替所内電気設備による給電。そのために、代替所内電気設備分電盤、代替所内電気設備変圧器、可搬式整流器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第57条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第57条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 代替電源（交流）による給電手順等</p> <p>(a) 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>外部電源及びディーゼル発電機からの給電ができない場合には、空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計4名により約20分で実施する。</p> <p>(b) 号機間電力融通恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>予備変圧器2次側恒設ケーブル（多様性拡張設備）による号機間融通ができない場合には、号機間電力融通ケーブル（3号～4号）による他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの接続、給電操作、受電の確認等を計4名により約75分で実施する。</p> <p>(c) 電源車による代替電源（交流）からの給電</p> <p>号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）（多様性拡張設備）による電力融通ができない場合には、電源車を代替電源（交</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---------------------------------------|---|
| <p>と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>流）とした給電の手順に着手する。この手順では、電源車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を計7名により約60分で実施する。</p> <p>(d) 号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>電源車の故障等により代替電源（交流）から給電ができない場合には、号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）による他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの敷設、給電操作等を計8名により約2.4時間で実施する。</p> <p>b. 常設代替電源（直流）による給電手順</p> <p>(a) 蓄電池（安全防護系用）による常設代替電源（直流）からの給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、交流電源からの非常用直流母線への直流電源の給電が喪失した場合には、蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を中央制御室で警報表示により確認する。給電開始から1時間までに中央制御室で中央制御室から不要な負荷の切り離しを1名により約5分で実施する。その後、8時間以降に現場で不要な負荷の切り離しを1名により約15分で実施する。</p> <p>c. 可搬型代替電源（直流）による給電手順等</p> <p>(a) 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電</p> <p>代替電源（交流）から非常用直流母線へ給電できない場合には、可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、受電の確認等を計3名により約110分で実施する。なお、代替電源（直流）からの給電に必要な電源は、代替電源（交流）からの給電手順a(a)、(b)、(c)、(d)により給電する。</p> <p>d. 代替所内電気設備による給電手順等</p> <p>(a) 代替所内電気設備による給電</p> <p>所内電気設備の2系統が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、代替所内電気設備分電盤、代替所内電気設備変圧器及び可搬式整流器を用いた空冷式非常用発電装置を代替電源とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、受電の確認等を計4名により約3.8時間で実施する。</p> <p>e. 燃料の補給手順等</p> <p>(a) 空冷式非常用発電装置への燃料補給及び(b)電源車への燃料補給</p> <p>各発電機の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料補給作業着手時間に達した場合には、空冷式非常用発電装置、電源車への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリーの準備、ホースの敷設、給油等を計2名により約2.1時間で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 有効性評価 (第37条) 等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.14.2.1(2)a.(a)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、有効性評価 (第37条) において、必要な電力を確保するために、空冷式非常用発電装置を代替電源 (交流) とした給電及び蓄電池 (安全防護系用) を代替電源 (直流) とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1) a. 1) a. 及び d. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重要事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> |
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条 (手順等に関する共通的な要求事項) 等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境 (作業空間、温度等) に支障がないことを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等、②必要な人員等及び③作業環境等</p> <p>選定された対策は「空冷式非常用発電装置による代替電源 (交流) からの給電」等であり、確認結果については、1.14.2.1(1)、1.14.2.2(1)、1.14.2.4(1)に記載のとおりである。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|---|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.14.2.1(9)及び1.14.2.2(3)のとおり。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>1)</p> <p>①対策と設備 電源の確保に関する機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 77kV 送電線による代替電源（交流）からの給電 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電ができない場合において、77kV 送電線の健全が確認できた場合には、77kV 送電線による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等を計1名により約10分で実施する。</p> <p>b. No. 2 予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電 77kV 送電線による代替電源（交流）からの給電ができない場合において、他号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、予備変圧器2次側恒設ケーブルによる他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等を No. 2 予備変圧器2次側恒設ケーブルを用いた場合は計4名により約65分、No. 1 予備変圧器2次側恒設ケーブルを用いた場合は計5名により約65分で実施する。</p> <p>c. 号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）による他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電ができない場合であつて、1号炉又は2号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）による、1号炉又は2号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等を計7名により約3時間で実施する。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.14.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> |
| <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等

(1) 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.1(1) 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電>

<添付十：第1.14.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器（1/4）>

<添付十：第1.14.4図 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料1.14.3 空冷式非常用発電装置による交流電源からの給電>

(2) 77kV送電線による代替電源（交流）からの給電【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.1(2) 77kV送電線による代替電源（交流）からの給電>

<添付十：第1.14.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器（1/4）>

<添付十：第1.14.6図 77kV送電線による代替電源（交流）からの給電タイムチャート>

(3) No.2 予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.1(3) No.2 予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電>

<添付十：第1.14.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器（1/4）>

<添付十：第1.14.8図 No.2 予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電タイムチャート>

(4) No.1 予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.1(4) No.1 予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電>

<添付十：第1.14.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器（2/4）>

<添付十：第1.14.10図 No.1 予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電タイムチャート>

(5) 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.1(5) 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電>

<添付十：第 1.14.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器（2/4）>

<添付十：第 1.14.12 図 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料 1.14.9 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による交流電源からの給電>

（6）号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【自主対策】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.1(6) 号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電>

<添付十：第 1.14.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器（3/4）>

<添付十：第 1.14.15 図 号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電タイムチャート>

（7）電源車による代替電源（交流）からの給電【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.1(7) 電源車による代替電源（交流）からの給電>

<添付十：第 1.14.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器（3/4）>

<添付十：第 1.14.19 図 電源車による代替電源（交流）からの給電タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料 1.14.11 電源車による交流電源からの給電>

（8）号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.1(8) に号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電>

<添付十：第 1.14.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器（4/4）>

<添付十：第 1.14.22 図 号機間電力融通予備ケーブル（3号及び4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料 1.14.12 号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による交流電源からの給電>

（9）優先順位

代替電源（交流）による給電に係る手順として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.14.2.1(9) 優先順位 >

1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順等

(1) 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)b. 直流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.2(1) 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電>

<添付十：第1.14.2表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器（4/4）>

<添付十：第1.14.26図 蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料1.14.13 不要直流負荷①切離し作業>

<補足説明資料：添付資料1.14.14 不要直流負荷①切離しリスト>

<補足説明資料：添付資料1.14.15 不要直流負荷①切離し操作>

<補足説明資料：添付資料1.14.16 不要直流負荷②切離しリスト>

(2) 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(2)b. 直流電源喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.2(2) 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電>

<添付十：第1.14.2表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器（4/4）>

<添付十：第1.14.28図 可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料1.14.17 可搬式整流器による直流電源からの給電>

(3) 優先順位

代替電源（直流）による給電に係る手順として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.14.2.2(3) 優先順位 >

1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等

(1) 代替所内電気設備による交流及び直流の給電（空冷式非常用発電装置）【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(3)c. 所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.3(1) 代替所内電気設備による交流及び直流の給電（空冷式非常用発電装置）>

<添付十：第1.14.3表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器（4/4）>

<添付十：第1.14.32図 代替所内電気設備による給電タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料1.14.18 代替所内電源設備による電源からの給電>

(2) 代替所内電気設備による交流及び直流の給電（電源車）【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.14.1(3)c. 所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備>

<添付十：1.14.2.3(2) 代替所内電気設備による交流及び直流の給電（電源車）>

<添付十：第 1.14.3 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器（4/4）>

<添付十：第 1.14.32 図 代替所内電気設備による給電タイムチャート>

(3) 優先順位

代替所内電気設備による給電に係る手順として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.14.2.3(3) 優先順位 >

1.14.2.4 燃料の補給手順等

(1) 空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給【技術的能力、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.14.2.4(1) 空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給>

<添付十：第 1.14.3 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器（4/4）>

<添付十：第 1.14.34 図 空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料 1.14.19 タンクローリーによる燃料補給操作>

大飯発電所3，4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.15及び設置許可基準規則第58条）

| | | |
|----------|---|---------|
| I | 要求事項の整理 | 1.15-2 |
| II | 審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.15-4 |
| 1.15.1 | 対応手段と設備の選定 | 1.15-4 |
| | (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.15-4 |
| | (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.15-5 |
| 1.15.2 | 重大事故等時の手順等 | 1.15-9 |
| | (1) 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.15-9 |
| | a. 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.15-9 |
| | b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.15-10 |
| | (2) 優先順位について | 1.15-11 |
| | (3) 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.15-12 |
| 1.15.2.1 | 監視機能喪失時の手順等 | 1.15-14 |
| | (1) 計器故障時の手順等 | 1.15-14 |
| | a. 他チャンネル又は他ループによる計測 | 1.15-14 |
| | (a) 主要パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器による計測【技術的能力】 | 1.15-14 |
| | (b) 主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器による計測【自主対策】 | 1.15-14 |
| | b. 代替パラメータによる推定 | 1.15-14 |
| | (a) 重要代替計器による推定【技術的能力】 | 1.15-14 |
| | (b) 常用代替計器による推定【自主対策】 | 1.15-14 |
| | c. 優先順位 | 1.15-14 |
| | (2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等 | 1.15-14 |
| | a. 代替パラメータによる推定【技術的能力及び自主対策】 | 1.15-14 |
| | b. 可搬型計測器による計測【技術的能力】 | 1.15-14 |
| | c. 優先順位 | 1.15-15 |
| 1.15.2.2 | 計器電源喪失時の手順等 | 1.15-15 |
| | (1) 代替電源（交流）からの給電 | 1.15-15 |
| | a. 空冷式非常用発電装置からの給電【技術的能力】 | 1.15-15 |
| | (2) 代替電源（直流）からの給電 | 1.15-15 |
| | a. 蓄電池（安全防護系用）又は電源車及び可搬式整流器からの給電【技術的能力】 | 1.15-15 |
| | (3) 可搬型バッテリーからの給電 | 1.15-15 |
| | a. 可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）からの給電【自主対策】 | 1.15-15 |
| | (4) 可搬型計測器による計測又は監視【技術的能力】 | 1.15-15 |
| | (5) 優先順位 | 1.15-15 |
| 1.15.2.3 | パラメータ記録の手順等【技術的能力】 | 1.15-15 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、事故時の計装に関する手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|---|
| <p>1. 15 事故時の計装に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等） b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 <ul style="list-style-type: none"> i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。 iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。 c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。 d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。 |

<設置許可基準規則第58条>（計装設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|--|---|
| <p>（計装設備）</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> | <p>第58条（計装設備）</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> |

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

| | |
|-----------------------|------------------------|
| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
| 該当なし | |

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15項（以下「第58条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第58条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 重大事故等が発生し、計測機器の故障等により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な対処設備及び対応手順を整備するとしており、「第58条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第58条等に示された要求事項を踏まえ、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する対応手段及びその他想定する故障に対応する対応手段を整備し、重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>*1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第58条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（＜添付十：「第1.15.2図 機能喪失原因対策分析」＞参照）を踏まえ、機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等による計器電源の喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、＜添付十：「第1.15.2図 機能喪失原因対策分析」＞に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第58条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>①パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等</p> <p>②計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等</p> <p>③重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等</p> <p>④パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等</p> <p>⑤設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力を明確化する（最高計測可能温度等）</p> <p>なお、有効性評価（第37条）において位置づけられた設備及び手順等がないことを確認した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第58条等」で求められている手順

| | 規制要求事項 | 確認結果(大飯3，4号炉) |
|------------|---|---|
| 【設備（配備）】※1 | <p>第58条（計装設備）</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p> i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p> ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p> iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> | <p>機能喪失対策原因分析結果を踏まえ、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合における規制要求事項に対する主な手順等を以下のとおり示す。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における把握能力 <添付十：第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）>に、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（計測範囲）が示されており、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力が示されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等（代替パラメータによる推定及び可搬型計測機による計測） 重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手するとしていることを確認した。 重要代替計器によるパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、<添付十：第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定>に優先順位を定めるとしていることを確認した。 また、代替パラメータによる推定が困難となった場合に、主要パラメータ又は代替パラメータの可搬型計測器による計測を行う手順に着手する。</p> <p>c) パラメータ記録の手順 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータの計測結果について、安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「SPDS」という。）、SPDS 表示装置による計測結果を記録する手順及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／</p> |

| | | | | |
|--|------------------|---|--|--|
| | | | <p>出口温度（SA）用）による計測結果を記録する手順を整備するとしていることを確認した。</p> | |
| | <p>【技術的能力】※3</p> | <p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p> i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p> ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p> iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定</p> | <p>重大事故等の炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを「主要パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備の計器で計測するパラメータを「重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータ」と称している。</p> <p>また、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを「代替パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備の計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む。）で計測するパラメータを、「重要代替パラメータ」と称している。</p> <p>a) 重要な監視パラメータの把握能力が、＜添付十：第1.15.2表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）＞に整理され、明確化されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等（代替パラメータによる推定及び可搬型計測器による計測）</p> <p>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手するとしていることを確認した。</p> <p>重要代替計器により計測するパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、＜添付十：「第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」＞に優先順位を定めるとしていることを確認した。</p> <p>また、直流電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータ及び有効な監視パラメータについて、可搬型計測器で測定可能なものを計測し監視する手順に着手するとしていることを確認した。</p> <p>c) パラメータ記録の手順</p> | |

| | | | | |
|--|--|--|---|--|
| | | <p>される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等(テスター又は換算表等)を整備すること。</p> | <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータの計測結果について、SPDS、SPDS表示装置による計測結果を記録する手順及び可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)による計測結果を記録する手順を整備していることを確認した。</p> <p>d) 可搬型バッテリー(炉外核計装盤、放射線監視盤)による電源の、及び可搬型計測器による計測又は監視</p> <p>全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができない場合に、炉外核計装盤、放射線監視盤の可搬型バッテリーにより電源を供給する手順を整備していることを確認した。</p> <p>また、特に重要なパラメータ及び有効な監視パラメータについて、可搬型計測器で測定可能なものを計測し監視すること、当該手順において、運転員等は計測結果を記録用紙に記録していることを確認した。</p> | |
|--|--|--|---|--|

- ※1 ; 【設備 (設置/配備)】: 設置許可基準規則第58条のうち、設備等の設置に関する要求事項
- ※2 ; 【設備 (措置)】: 【設備 (設置/配備)】以外の要求事項
- ※3 ; 【技術的能力】: 重大事故等防止技術的能力基準 1. 15

○有効性評価 (第37条) で求められている手順
該当なし。

1.15.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 第58条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確 認する。</p> | <p>第58条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.15.2.1(2)、1.15.2.2(1) a.、b.、c.、1.15.2.3、1.15.2.1(1)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとして していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び 優先順位の設定。そのために、重要な監視パラメータ（表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ参照。）を選定し、 代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器を重大事故等対処 設備として新たに整備する。</p> <p>b. 計器電源が喪失するおそれがある場合の給電。そのために、空冷式非常用発電装置等（※¹）、可搬型計測器等を重大事故等対処設備とし て新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）（以下「SPDS」という。）、SPDS表示装置及び可搬型 温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 重大事故等への対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの他チャンネ ル（※²）又は他ループによる計測及び代替パラメータによる推定。そのために、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器 （以下「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」（※³）という。）及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> |
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針 が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第 43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえ て、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメ ータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていること を確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な 人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとして していることを確認した。</p> <p>a. 「主要パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器による計測」のための手順等 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する多重化された重要計器のチャンネル故障が疑われる場合には、主要パラメ ータの他チャンネル又は他ループによる重要計器による計測の手順に着手する。</p> <p>b. 「代替パラメータの推定」のための手順等（重要代替計器による推定） 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメ ータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。</p> <p>c. 「可搬型計測器による計測」のための手順等</p> |

（※¹）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

（※²）申請者は、「重要な監視計器については、単一故障を想定してもパラメータを監視できなくなるように1つのパラメータを複数の計器で監視しており、複数の計器の1つを指すときにチャンネル」と定義。

（※³）申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1計測点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計2名により約35分で実施する。</p> <p>d. パラメータ記録の手順等 重大事故等が発生した場合には、SPDS等によるパラメータの記録の手順に着手する。</p> <p>③作業環境等 ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p><添付十：1.15.2 重大事故等時の手順等></p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> | <p>有効性評価（第37条）等において位置づけた手順等がないことを確認した。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>規制要求に対する手順等における優先順位について、以下の項目毎に優先順位が設定されていることを確認した。具体的な確認内容については、1.15.2.1(1)c.、(2)(b)、に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○監視機能喪失時の手順 <ul style="list-style-type: none"> ・計器故障時の手順等 ・計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等 ○計器に必要な電源の喪失時の手順等 |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>申請者は、重大事故等に対処するために必要な計装設備及び対応手順を整備するとともに、機能喪失原因分析結果を踏まえて、自主対策として重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備していることから、自主対策の確認結果についても、その分析結果を踏まえ、(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等、(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>計装設備及びその手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.15.2.1(1)、(2)、1.15.2.2(1)d. に示す。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等</p> <p>①対策と手順</p> <p>重要計器（他チャンネル又は他ループ）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとされていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器による計測」のための手順等</p> <p>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値を計測する多重化された重要計器のチャンネル故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」（※¹）という。）によるパラメータの推定に着手する。</p> <p>b. 「常用代替計器による推定」のための手順等</p> <p>重大事故等時に監視することが必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れた場合、若しくは主要パラメータを計測する計器の故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない主要パラメータの代替パラメータを計測する常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手する。</p> <p>(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等</p> <p>①対策と手順</p> <p>直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）からの給電」のための手順等</p> <p>直流電源喪失により、炉外核計装盤、放射線監視盤のパラメータが監視できない場合には、可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源機能回復に着手するとしている。この手順では、炉外核計装盤の回復操作を計2名により約70分、放射線監視盤の回復操作を計2名により約60分で実施するとしている。</p> |

(※¹) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|--|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.15.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c. についての記載は不要。</p> |
| <p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p> |

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順等

(1) 計器故障時の手順等

a. 他チャンネル又は他ループによる計測

(a) 主要パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器による計測【技術的能力】

(b) 主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器による計測【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。また、③については、現場作業を伴わないことから記載がないことを確認した。

<添付十：1.15.1(2)a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備>

<添付十：1.15.2.1(1)計器の故障>

<添付十：第1.15.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.15.2表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）>

<添付十：第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定>

b. 代替パラメータによる推定

(a) 重要代替計器による推定【技術的能力】

(b) 常用代替計器による推定【自主対策】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。また、③については、現場作業を伴わないことから記載がないことを確認した。

<添付十：1.15.1(2)a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備>

<添付十：1.15.2.1(1)計器の故障>

<添付十：第1.15.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.15.2表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）>

<添付十：第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定>

c. 優先順位

計器故障時の手順等として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.15.2.1(1)計器の故障 c.代替パラメータでの推定方法>

<添付十：第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定>

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等

a. 代替パラメータによる推定【技術的能力及び自主対策】

b. 可搬型計測器による計測【技術的能力】

確認項目1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。また、代替パラメータによる推定の③については現場作業を伴わないことから記載がないことを確認した。

<添付十：1.15.1(2)b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備>

<添付十：1.15.2.1(2)計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合>

<添付十：第1.15.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.15.5図 可搬型計器による監視パラメータ計測 タイムチャート>

<補足説明資料：1.15.5 可搬型計器によるパラメータの計測手順>

c. 優先順位

計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.15.2.1(2)計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合(b)パラメータ監視の手順>

<添付十：第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定>

1.15.2.2 計器電源喪失時の手順等**(1) 代替電源（交流）からの給電****a. 空冷式非常用発電装置からの給電【技術的能力】**

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.15.2.2(1)a. 全交流動力電源喪失時の代替電源の供給>

<添付十：1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等>

(2) 代替電源（直流）からの給電**a. 蓄電池（安全防護系用）又は電源車及び可搬式整流器からの給電【技術的能力】**

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.15.2.2(1)b. 直流電源喪失時の代替電源の供給>

<添付十：1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順等>

(3) 可搬型バッテリーからの給電**a. 可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）からの給電【自主対策】**

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.15.1(2)c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備>

<添付十：1.15.2.2(1)d. 可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源の供給>

(4) 可搬型計測器による計測又は監視【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.15.1(2)c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備>

<添付十：1.15.2.2(1)e. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視>

(5) 優先順位

計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等として、優先順位を明確にしていることを以下により確認した。

<添付十：1.15.2.2(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失>

1.15.2.3 パラメータ記録の手順等【技術的能力】

確認項目 1)、2) ①～③については、以下により対策と設備、手順等の方針を確認した。

<添付十：1.15.1(2)d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備>

<添付十：1.15.3 重大事故時等のパラメータを記録する手順>

表2 自主対策における多様性拡張設備

| 設備名 | 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由 |
|------------------------------------|--|
| 当該パラメータの常用計器（他チャンネル又は他ループ）及び常用代替計器 | 重大事故等対処設備に要求される耐震性又は耐環境性がないか、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。 例) 炉心出口温度 (0~650°C) は、1次系冷却材高温側温度 (広域) の常用代替監視パラメータであり、可搬型計測器を接続することで、約1,300°Cまで計測可能となる。 |
| 可搬型バッテリー（炉外核計装盤、放射線監視盤） | 代替電源による給電ができない場合において、バッテリーの容量に限度があるものの、炉外核計装盤又は放射線監視盤の専用電源とすることで、格納容器内高レンジエリアモニタ、炉外中性子束の重要監視パラメータの定期的な傾向監視を行う手段となり得る。 |
| プラント計算機（計算機運転日誌、警報記録） | 重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段となり得る。 |

表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

| 重要監視パラメータ | 主要パラメータ（代表）(※ ¹) (計測範囲) | 設計基準事故時の値 | 代替パラメータ（代表）(※ ²) | |
|--------------|--|-----------|------------------------------|--|
| | | | 主要パラメータを計測する計器に故障の疑いがある場合 | 主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超えた場合(※ ³) |
| 原子炉压力容器内の温度 | 1次冷却材高温側温度 (広域) (0~400°C) | 342°C | 主要パラメータの他ループ | 炉心損傷の判断値 (350°C) を監視可能。さらに可搬型計測器にて0~500°Cまで計測可能。 |
| 原子炉压力容器内の圧力 | 1次冷却材圧力 (0~20.6MPa (※ ⁴)) | 17.8MPa | 主要パラメータの他チャンネル | 重大事故等時において、1次系最高使用圧力(17.16MPa)の1.2倍(20.59MPa)を監視可能。 |
| 原子炉压力容器内の水位 | 加圧器水位 (0~100%) | 85%以下 | 主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 | 重大事故等時において、加圧器の下部に位置する原子炉容器水位計にて原子炉容器頂部から底部まで監視可能。 |
| 原子炉压力容器への注水量 | 恒設代替低圧注水積算流量 (0~160m ³ /h) | — | 燃料取替用水ピット水位 | 重大事故等時の恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉压力容器への注水流量 (0~130m ³ /h) を監視可能。 |
| 原子炉格納容器への注水量 | 恒設代替低圧注水積算流量 (0~160m ³ /h) | — | 燃料取替用水ピット水位 | 重大事故等時の恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉压力容器への注水流量 (0~130m ³ /h) を監視可能。 |

(※¹) 複数ある主要パラメータの代表を記載。
 (※²) 複数ある代替パラメータの代表を記載。
 (※³) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。
 (※⁴) 圧力はゲージ圧。以下、この表において同じ。

| 重要監視パラメータ | 主要パラメータ (代表) (※ ¹) (計測範囲) | 設計基準事故時の値 | 代替パラメータ (代表) (※ ²) | |
|----------------|--|-------------------------|---|--|
| | | | 主要パラメータを計測する計器に故障の疑いがある場合 | 主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超えた場合 (※ ³) |
| 原子炉格納容器内の温度 | 格納容器内温度 (0~220℃) | 132℃ | 主要パラメータの他チャンネル | 重大事故等時の格納容器最高温度 (144℃) を監視可能 (さらに可搬型計測器にて計測可能)。 |
| 原子炉格納容器内の圧力 | 格納容器圧力 (-50~450kPa) | 308kPa | 主要パラメータの他チャンネル (0~1.5MPa) | 重大事故等時において、格納容器最高使用圧力 (390kPa) の倍 (0.780MPa) を AM 用格納容器圧力にて監視可能。 |
| 原子炉格納容器内の水位 | 原子炉下部キャビティ水位 (※ ¹) | — | 格納容器再循環サンプ水位 (広域) | 重大事故等時において、必要な水量が原子炉下部キャビティ室にあることを監視可能。 |
| 原子炉格納容器内の水素濃度 | 格納容器水素濃度 (0~20vol%) | — | 主要パラメータの予備 PAR 温度監視装置 イグナイタ温度監視装置 | 重大事故等時において、ジルコニウム-水反応等による水素濃度 (13vol%) を監視可能。 |
| アニュラス部の水素濃度 | アニュラス水素濃度 (0~20vol%) | — | 主要パラメータの予備 (0~20vol%) | 重大事故等時において、変動範囲 (0~1vol%) を監視可能。計測範囲は、可搬型格納容器水素ガス濃度と同様。 |
| 原子炉格納容器内の放射線量率 | 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) (10 ³ ~10 ⁶ mSv/h) | (10 ⁵ mSv/h) | 主要パラメータの他チャンネル | 炉心損傷の判断値 (10 ⁵ mSv/h) を監視可能。 |
| 未臨界の維持又は監視 | 出力領域中性子束 (0~120%) | 定格出力の約 35 倍 | 主要パラメータの他チャンネル | 設計基準事故 (制御棒飛び出し) 初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラフィードバック効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様。 |
| 最終ヒートシンクの確保 | 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) (0~200℃) | — | 主要パラメータの他チャンネル 格納容器内温度 格納容器圧力 | 重大事故等時の格納容器最高温度 (144℃) を監視可能。さらに格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により除熱状態を監視可能。 |
| 格納容器バイパスの監視 | 蒸気発生器狭域水位 (0~100%) | — | 蒸気発生器広域水位 | 重大事故時の蒸気発生器水位の変動を蒸気発生器水位 (水位) にて監視可能。蒸気発生器水位 (水位) の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定。 |
| 水源の確保 | 燃料取替用水タンク水位 (0~100%) | 100% | 格納容器再循環サンプ水位 (広域) | 重大事故等時において、水位 (0~100%) を監視可能。 |

(※¹) 申請者は、商業機密のため、非公開としている。

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (重大事故等防止技術的能力基準1.16及び設置許可基準規則第59条)

| | | |
|----------|--|---------|
| I | 要求事項の整理 | 1.16-2 |
| II | 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.16-3 |
| 1.16.1 | 対応手段と設備の選定 | 1.16-3 |
| (1) | 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.16-3 |
| (2) | 対応手段と設備の選定の結果 | 1.16-4 |
| 1.16.2 | 重大事故等時の手順等 | 1.16-7 |
| (1) | 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.16-7 |
| a. | 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.16-7 |
| b. | 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.16-8 |
| (2) | 優先順位について | 1.16-10 |
| (3) | 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.16-10 |
| 1.16.2.1 | 居住性を確保するための手順 | 1.16-12 |
| (1) | 中央制御室空調装置の運転手順 | 1.16-12 |
| a. | 交流動力電源が正常な場合【技術的能力(第59条等)、有効性評価(第37条)】 | 1.16-12 |
| b. | 全交流動力電源が喪失した場合【技術的能力(第59条等)、有効性評価(第37条)】 | 1.16-12 |
| (2) | 重大事故等時の全面マスク等の着用手順【技術的能力(第59条等)、有効性評価(第37条)】 | 1.16-12 |
| (3) | 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順【技術的能力(第59条等)】 | 1.16-12 |
| (4) | 中央制御室の照明を確保する手順 | 1.16-12 |
| a. | 可搬型照明(SA)による照明【技術的能力(第59条等)】 | 1.16-12 |
| b. | 中央非常用照明による照明【自主対策】 | 1.16-12 |
| (5) | 優先順位 | 1.16-13 |
| 1.16.2.2 | 汚染の持ち込みを防止するための手順等 | 1.16-13 |
| (1) | チェン징エリアの設置及び運用手順【技術的能力(第59条等)、自主設備】 | 1.16-13 |
| (2) | 優先順位 | 1.16-13 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉制御室の居住性等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.16原子炉制御室の居住性等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|---|
| 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 | 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。 |

<設置許可基準規則第59条>（原子炉制御室）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|--|--|
| （原子炉制御室） 第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。 | 第59条（原子炉制御室） 1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。 b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。 c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。 |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|-----------------------|------------------------|
| 該当なし | |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.16.1 対応手段と設備の選定

重大事故が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16項（以下「第59条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第59条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第59条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第59条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、多様性拡張設備※¹を選定するとしており、申請者が自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |
| | |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第59条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第59条等による要求事項に基づき、対応手段として、原子炉制御室の居住性を確保するための手順及び汚染の持ち込みを防止するための手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、交流動力電源が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第59条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 中央制御室遮蔽による適切な遮蔽、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニットによる室内の適切な空調管理のための設備及び手順等。</p> <p>② 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確保するための設備及び手順等。</p> <p>③ 運転員の全面マスク着用及び運転員の交代により、運転員の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備。</p> <p>④ チェンジングエリア用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するためにチェンジングエリアを設ける設備及び手順等。</p> <p>⑤ 空冷式非常用発電装置からの給電により、中央制御室用の空調及び照明を維持するための設備及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、＜添付十：「1. 14 電源の確保に関する手順等」＞において整理</p> <p>また、原子炉制御室の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、重大事故が発生した場合においても、運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

| ○「第59条等」で求められている手順 | | 確認結果 |
|------------------------|---|---|
| | 要求概要 | |
| 【設備（配備）】※ ¹ | <p>第59条（原子炉制御室）</p> <p>1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> | <p>a) 中央制御室空調装置の運転手順として、全交流電源が喪失した場合の手順を整備すること、また、代替交流電源により給電可能な中央制御室可搬型照明により照明を確保する手順を整備することを確認した。</p> <p>b)</p> <p>① 中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、過圧破損（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗）を想定していることを確認した。</p> <p>②③ 運転員のマスクの着用のための手順等及び運転員の交代のための体制を整備する方針であることを確認した。</p> <p>④ ①の事故シーケンスを想定し、遮蔽、空調管理、全面マスクの着用及び運転員の交代を考慮した上で、7日間で約12mSvと評価していることを確認した。</p> <p>c) 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する方針であることを確認した。</p> |
| 【技術的能力】※ ³ | <p>1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びポンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> | <p>以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> |

| | | | |
|--|---|---|--|
| | <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> | <p>a)</p> <p>① 中央制御室遮蔽による適切な遮蔽、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニットによる室内の適切な空調管理のための設備及び手順等。</p> <p>② 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確認するための設備及び手順等。</p> <p>③ 運転員の全面マスク着用及び運転員の交代により、運転員の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備。</p> <p>④ チェンジングエリア用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するためにチェンジングエリアを設ける設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>⑤ 空冷式非常用発電装置からの給電により、中央制御室用の空調及び照明を維持するための設備及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、<添付十：「1. 14 電源の確保に関する手順等」>において整理</p> | |
|--|---|---|--|

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第59条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 18

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

なし

※ただし、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量について、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、過圧破損（大破断 LOCA+ECGS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗）を想定している。

1.16.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1) 第59条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第59条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.16.2.1及び1.16.2.2に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環ファン等の中央制御室空調装置により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環ファン等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員等の全面マスクの着用のための手順等及び運転員の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想定した上で、運転員の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないようにする。</p> <p>b. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の濃度を確保。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 可搬型照明 (SA) により中央制御室の照明を確保。そのために、可搬型照明 (SA) を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。</p> |
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条 (手順等に関する共通的な要求事項) 等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 中央制御室空調装置の運転手順等</p> <p>(a) 交流動力電源が正常な場合</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号発信又は中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気隔離信号の発信が確認された場合には、中央制御室非常用循環ファン等で構成する中央制御室空調装置の起動の順序に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環ファンの起動、中央制御室外気取入れライン及び中央制御室排気ラインの全てのダンパの閉止、中央制御室換気系隔離モードの運転を中央制御室において1名で確認する。</p> <p>(b) 全交流動力電源が喪失した場合</p> <p>全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードにできない場合には、中央制御室非常用循環系の起動操作の順序に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環系を運転するため、現場でのダンパの開操作を計3名により約60分</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------------------------------|--|
| <p>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>で実施する。</p> <p>b. 重大事故等時の全面マスク等の着用手順 重大事故が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合等には、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクの着用及び運転員事故時勤務体制へ移行する手順に着手する。この手順では、中央制御室にとどまる運転員等が全面マスクを着用する。</p> <p>c. 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順 中央制御室空調装置が中央制御室換気系隔離モードとなった場合には、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を1名で実施する。</p> <p>d. 中央制御室の照明を確保する手順 中央非常用照明が使用できない場合には、可搬型照明（SA）による中央制御室の照明を確保する手順に着手する。この手順は、中央制御室において照明を確保するもので、1名により実施する。</p> <p>e. チェンジングエリアの設置及び運用手順 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェンジングエリアを恒設化し、使用準備を1名により約27分で実施する。</p> <p>③作業環境等 可搬型照明（SA）の保管、配備のための手順等を整備していること、中央制御室内の作業環境確保のため、中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備していること、現場作業となる中央制御室非常用循環系ダンパ開作業等について作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> |

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>原子炉制御室の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）等において位置づけた対策はないことを確認した。 なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量について、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、過圧破損（大破断LOCA+EGCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗）を想定していることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>重大事故が発生した場合に運転員等が原子炉制御室にとどまるために計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、重大事故等が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるため以下の多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>中央制御室内の照明確保のための設備を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、中央非常用照明は通常時に使用する設備であり、継続して使用するとしていたことを確認した。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|--|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.16.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> |
| <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.16.2.1 居住性を確保するための手順

(1) 中央制御室空調装置の運転手順

a. 交流動力電源が正常な場合【技術的能力（第59条等）、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.16.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.16.2.1(1)a.交流動力電源が正常な場合>

<添付十：第1.16.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

b. 全交流動力電源が喪失した場合【技術的能力（第59条等）、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.16.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.16.2.1(1)b.全交流動力電源が喪失した場合>

<添付十：第1.16.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 重大事故等時の全面マスク等の着用手順【技術的能力（第59条等）、有効性評価（第37条）】

<添付十：1.16.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.16.2.1(4)a.重大事故等時の全面マスクの着用手順>

<添付十：第1.16.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(3) 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順【技術的能力（第59条等）】

<添付十：1.16.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.16.2.1(3)中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順>

<添付十：第1.16.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料1.16.5中央制御室換気系各理事の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について >

(4) 中央制御室の照明を確保する手順

a. 可搬型照明（SA）による照明【技術的能力（第59条等）】

<添付十：1.16.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.16.2.1(2)中央制御室の証明を確保する手順>

<添付十：第1.16.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料1.16.7中央制御室の可搬型照明（SA）について>

b. 中央非常用照明による照明【自主対策】

<添付十：1.16.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

(5) 優先順位

<添付十：1.16.2.1(6) 優先順位>

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順【技術的能力（第59条等）、自主設備】

<添付十：1.16.1(2) 対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.16.2.2(1) チェンジングエリアの設置手順>

<添付十：第1.16.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 優先順位

<添付十：1.16.2.2(2) 優先順位>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.17及び設置許可基準規則第60条）

| | | |
|----------|---|---------|
| I | 要求事項の整理 | 1.17-2 |
| II | 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.17-4 |
| 1.17.1 | 対応手段と設備の選定 | 1.17-4 |
| (1) | 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.17-4 |
| (2) | 対応手段と設備の選定の結果 | 1.17-5 |
| 1.17.2 | 重大事故等時の手順等 | 1.17-10 |
| (1) | 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.17-10 |
| a. | 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.17-10 |
| (2) | 優先順位について | 1.17-12 |
| (3) | 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.17-13 |
| 1.17.2.1 | 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等 | 1.17-15 |
| (1) | モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定【技術的能力】 | 1.17-15 |
| (2) | 可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定【技術的能力】 | 1.17-16 |
| (3) | 可搬型エリアモニタによる放射線量の測定【技術的能力】 | 1.17-16 |
| (4) | 放射性物質の濃度の代替測定【技術的能力】 | 1.17-16 |
| a. | 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定【技術的能力】 | 1.17-16 |
| b. | 移動式放射能測定装置（モニタ車）による空気中の放射性物質の濃度の測定【自主対策】 | 1.17-16 |
| (5) | 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 | 1.17-16 |
| a. | 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】 | 1.17-16 |
| b. | 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】 | 1.17-17 |
| c. | 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】 | 1.17-17 |
| d. | 海上モニタリング測定【技術的能力及び自主対策】 | 1.17-17 |
| (6) | バックグラウンド低減対策等 | 1.17-17 |
| a. | モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策【技術的能力】 | 1.17-17 |
| b. | 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策【技術的能力】 | 1.17-17 |
| c. | 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制【技術的能力】 | 1.17-17 |
| (7) | 優先順位 | 1.17-18 |
| 1.17.2.2 | 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等 | 1.17-18 |
| (1) | 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定【技術的能力】 | 1.17-18 |
| (2) | 気象観測設備による気象観測項目の測定【自主対策】 | 1.17-18 |
| (3) | 優先順位 | 1.17-18 |
| 1.17.2.3 | モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等【技術的能力及び自主対策】 | 1.17-18 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、監視測定等に関する手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.17監視測定等に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.17 監視測定等に関する手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|--|--|
| <p>1.17 監視測定等に関する手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p> |

<設置許可基準規則第60条>（監視測定設備）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|---|---|
| <p>（監視測定設備）</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> | <p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|-----------------------|------------------------|
| 該当なし | |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.17.1 対応手段と設備の選定

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等が、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第60条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 重大事故が発生した場合に、以下に掲げる事項のために必要な対応手段及び重大事故対処設備を選定するとしており、「第60条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>b) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>2) 「第60条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第60条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第60条等による要求事項に基づき、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を選定していること、さらに、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していないことを確認した。</p> <p>2) 第60条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合に、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等。</p> <p>② 移動式放射能測定装置（モニタ車）が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測装置による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等。</p> <p>③ 発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型放射線計測装置により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果を記録するための設備及び手順等。</p> <p>④ 気象観測設備が機能喪失した場合に可搬型気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）から給電により、モニタリングステーション及びモニタリングポストでの放射線量の監視、測定を継続するための設備及び手順等（※¹）</p> <p>⑥ 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従って実施する体制の構築。</p> <p>⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等。</p> <p>なお、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等がないことを確認した。</p> |

(※¹) 代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 18 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等」において整理。

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第60条等」で求められている手順

| | 要求概要 | 確認結果 |
|------------|---|--|
| 【設備（配備）】※1 | <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> | <p>第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>a) 以下に示す手順等に用いるモニタリング設備により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定していることを確認した。</p> <p>○可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定 モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬式モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型エリアモニタによる放射線量の測定 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタによる放射線量の測定を行う。そのために、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>○放射性物質の濃度の代替測定 移動式放射能測定装置（モニタ車）が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測装置（可搬式ダスト</p> |

| | | | | |
|--|--|---|---|--|
| | | <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> | <p>サンブラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ)、電離箱サーベイメータ及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b)</p> <p>○可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定 重大事故等時にモニタリングステーション又はモニタリングポスト本体が機能喪失した場合、可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定を行うとしていることを確認した。 なお、常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の可搬型代替モニタリング設備を配備することについて、設置許可基準規則第 60 条の適合性確認の際に以下のとおり確認している。</p> <p>c)</p> <p>○モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等 当該手順により、全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）により常設モニタリング設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電できるとしていることを確認した。</p> <p>2 以下に示す手順等に用いるモニタリング設備により、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けるとしていることを確認した。</p> <p>○ 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> | |
|--|--|---|---|--|

| | | | | |
|--|-----------------------------|--|--|--|
| | <p>【技術的能力】※³</p> | <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> | <p>a) 以下に示す手順等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定するとしていることを確認した。</p> <p>○可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定 モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬式モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型エリアモニタによる放射線量の測定 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタによる放射線量の測定を行う。そのために、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>○放射性物質の濃度の代替測定 移動式放射能測定装置（モニタ車）が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ）、電離箱サーベイメータ及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> | |
|--|-----------------------------|--|--|--|

| | | | |
|---|---|--|--|
| | <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p> | <p>b) モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源(交流)から給電する手順等 当該手順により、全交流動力電源喪失時は、代替電源(交流)により常設モニタリング設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電できるとしていることを確認した。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制 当該手順により、敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築するとしていることを確認した。</p> <p>2 以下に示す手順等により、バックグラウンド低減対策を講じるとしていることを確認した。</p> <p>a. モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策 b. 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策</p> | |
| <p>※1 ; 【設備 (設置/配備)】 : 設置許可基準規則第 60 条のうち、設備等の設置に関する要求事項 ※2 ; 【設備 (措置)】 : 【設備 (設置/配備)】 以外の要求事項 ※3 ; 【技術的能力】 : 重大事故等防止技術的能力基準 1.17</p> <p>○設置許可基準 37 条 (有効性評価) で求められている手順 ; 該当なし。</p> | | | |

1.17.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 第60条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> | <p>第60条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.17.2.1(1)～(6)、1.17.2.2(1)～(2)、1、11.2.3に示す。</p> <p>申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備している。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>a. モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 移動式放射能測定装置（モニタ車）が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ及びNaIシンチレーションサーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラにより、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ及びNaIシンチレーションサーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ）、電離箱サーベイメータ及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）から給電により、モニタリングステーション及びモニタリングポストでの放射線量の監視、測定を継続するための設備及び手順等（※²）</p> <p>f. 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する。</p> <p>g. 重大事故等による周辺汚染に対しては、検出器等の養生、周辺土壌の撤去、樹木の伐採等により、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬式モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。</p> |

（※²）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.18 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等」において整理。

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>a. 「モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定」の手段等 モニタリングステーション及びモニタリングポストは、通常時から放射線量を連続測定し、その結果を記録する。モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。</p> <p>b. 「可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定」のための手順等 重大事故等が発生した後、モニタステーション又はモニタポストの放射線量の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順は、計4名で可搬式モニタリングポストを順次6台配置する場合には約3.5時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p> <p>c. 「可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」のための手段等 重大事故等が発生した後、移動式放射能測定装置（モニタ車）に搭載しているダスト・よう素サンプラ等が測定機能を喪失したことを確認した場合には、可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手する。この手順では、計2名で車両にて移動後、測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約75分で実施する。</p> <p>d. 「可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等 排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、計2名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約75分で実施する。</p> <p>e. 「可搬型放射線計測器等による水中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等 廃棄物処理設備排水モニタの指示値等により放射線量を確認し、排水に放射性物質が放出された場合、又はそのおそれがある場合に、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、計2名で測定及び記録を行い、約95分で実施する。</p> <p>f. 「可搬型放射線計測器等による土壌中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等 排気筒ガスモニタ等の指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、計2名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約60分で実施する。</p> <p>g. 「海上モニタリング」のための手段等 排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、モニタリングが必要と判断された場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の着水までの作業を計4名で約2時間で実施し、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を含め計4名で1箇所当たり約100分で実施する。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>h. 「可搬型エリアモニタによる放射線量の測定」のための手段等 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象と判断した場合、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタによる放射線量を測定する手順に着手する。この手順では、計2名で3台配置する場合には約45分で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p> <p>i. 「可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定」のための手段等 気象観測設備の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合、可搬式気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置を計6名、約2時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p> <p>j. 「敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制」のための手段等 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する。</p> <p>k. 「バックグラウンド低減対策」のための手順等 放射性物質放出のおそれがあると判断した場合、バックグラウンド低減対策の手順に着手し、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬式モニタリングポストの検出器等の養生を実施する。また、バックグラウンド値が通常より高い場合には、設備の除染、土壌の撤去、周辺樹木の伐採等により、バックグラウンド低減対策を実施する。</p> |

(2) 優先順位について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---|
| <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>「放射性物質の濃度及び放射線量の測定」及び「風向、風速その他の気象条件の測定」について。優先順位等が示されていることを確認した。 詳細については、1.17.2.1(7)及び1.17.2.2(3)に示す。</p> |

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、放射線量等を監視測定について以下の多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>(1) 放射線量等の測定のための自主的な対策としての設備及び手順 放射線量等の測定ための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.17.2.1(4)b.、1.17.2.1(5)b.、1.17.2.2(2)に示す。</p> <p>①対策と設備 放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定」のための手順 モニタステーション及びモニタポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>b. 「移動式放射能測定装置（モニタ車）による空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手順 移動式放射能測定装置（モニタ車）は、通常時より放射性物質の濃度を測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>c. 「可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線の測定」のための手順 移動式放射能測定装置（モニタ車）に搭載している測定機器及び可搬型放射線計測装置の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば Geγ線多重波高分析装置、可搬型 Geγ線多重波高分析装置、β線自動計数装置及び ZnS シンチレーション計数装置による測定に着手する。</p> <p>d. 「気象観測設備による気象観測項目の測定」のための手順 気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>(2) 放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等 放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.17.2.2.3に示す。</p> <p>①対策と設備</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・モニタリングステーション又はモニタリングポストの交流電源が喪失した場合、専用の無停電電源装置から給電を開始する。給電状況は中央制御室において確認する。 ・代替交流電源設備（電源車（緊急時対策所用））から緊急時対策所を経由してモニタリングステーション又はモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置から代替交流電源（電源車（緊急時対策所用））に切り替える。 |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|---|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.17.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> |
| <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

(1) モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定【技術的能力】

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(1)モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(2) 可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定【技術的能力】

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(2)可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.17.3図 可搬式モニタリングポスト配置・測定のタイムチャート>

(3) 可搬式モニタリングポストによる放射線量の測定【技術的能力】

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(3)可搬式モニタリングポストによる放射線量の測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.17.4図 可搬式モニタリングポスト配置位置>

<添付十：第1.17.5図 可搬式モニタリングポストの設置・測定のタイムチャート>

(4) 放射性物質の濃度の代替測定【技術的能力】**a. 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定【技術的能力】**

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(4)a.可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.17.6図 空気中の放射性物質の濃度測定のタイムチャート>

b. 移動式放射能測定装置（モニタ車）による空気中の放射性物質の濃度の測定【自主対策】

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(4)b.移動式放射能測定装置（モニタ車）による空気中の放射性物質の濃度の測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

(5) 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定**a. 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】**

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(5)a.可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.17.6図 空気中の放射性物質の濃度測定のタイムチャート>

b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(5)b.可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.17.8図 海水、排水の資料採取場所>

<添付十：第1.17.9図 水中の放射性物質の測定のタイムチャート>

c. 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(5)c.可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

d. 海上モニタリング測定【技術的能力及び自主対策】

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(5)d.海上モニタリング測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.17.10図 海上モニタリング測定のタイムチャート>

(6) バックグラウンド低減対策等**a. モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策【技術的能力】**

<添付十：1.17.1(2)対応手段と設備の選定の結果>

<添付十：1.17.2.1(6)a.モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.17.13図 モニタポスト及びモニタステーションのバックグラウンド低減対策のタイムチャート>

b. 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策【技術的能力】

<添付十：1.17.2.1(6)b.放射線物質の濃度測定のバックグラウンド低減対策>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

c. 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制【技術的能力】

<添付十：1.17.2.1(6)c.敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制>

(7) 優先順位

<添付十：1.17.2.1(1)モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定>

<添付十：1.17.2.1(2)可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定>

<添付十：1.17.2.1(4)放射性物質の濃度の代替測定>

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等**(1) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定【技術的能力】**

<添付十：1.17.2.2(1)可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.17.13図 可搬型気象観測装置の配置のタイムチャート>

(2) 気象観測設備による気象観測項目の測定【自主対策】

<添付十：1.17.2.2(2)気象観測設備による気象観測項目の測定>

(3) 優先順位

<添付十：1.17.2.2(1)可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定>

1.17.2.3 モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等【技術的能力及び自主対策】

<添付十：1.17.2.3モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等>

<添付十：第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順>

<添付十：1.14 電源の確保に関する手順等>

審査事項の整理と適合性確認結果等（重大事故等防止技術的能力基準1.18及び設置許可基準規則第61条）

| | |
|--|---------|
| I 要求事項の整理 | 1.18-2 |
| II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.18-4 |
| 1.18.1 対応手段と設備の選定 | 1.18-4 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.18-4 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.18-5 |
| 1.18.2 重大事故等時の手順等 | 1.18-8 |
| 1.18.2.1 居住性を確保するための手順等 | 1.18-13 |
| (1) 緊急時対策所立ち上げの手順【技術的能力（第61条等）】 | 1.18-13 |
| a. 緊急時対策所空気浄化設備運転手順 | 1.18-13 |
| b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順 | 1.18-13 |
| (2) 原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順 | 1.18-13 |
| a. 緊急時対策所エリアモニタ設置手順 | 1.18-13 |
| (3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等【技術的能力（第61条等）】 | 1.18-13 |
| a. 緊急時対策所にとどまる要員 | 1.18-13 |
| b. 緊急時対策所加圧装置による空気供給準備手順 | 1.18-13 |
| c. 緊急時対策所加圧装置への切替準備手順 | 1.18-13 |
| d. 緊急時対策所加圧装置への切替手順 | 1.18-13 |
| e. 緊急時対策所空気浄化設備への切替手順 | 1.18-14 |
| 1.18.2.2 重大事故時等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順 | 1.18-14 |
| (1) 緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順【技術的能力（第61条等）】 | 1.18-14 |
| (2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備【技術的能力（第61条等）】 | 1.18-14 |
| (3) 通信連絡に関する手順等【技術的能力（第61条等）】 | 1.18-14 |
| 1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等 | 1.18-14 |
| (1) 放射線管理 | 1.18-14 |
| a. 放射線管理用資機材の維持管理等 | 1.18-14 |
| b. チェンジングエリアの設置及び運用手順 | 1.18-14 |
| c. 緊急時対策所空気浄化設備の切替手順 | 1.18-14 |
| (2) 飲料水、食料等 | 1.18-15 |
| 1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順等 | 1.18-15 |
| (1) 緊急時対策所用発電機による給電 | 1.18-15 |
| a. 緊急時対策用発電機準備手順 | 1.18-15 |
| b. 緊急時対策用発電機起動手順 | 1.18-15 |
| c. 緊急時対策用発電機への燃料（軽油）給油手順 | 1.18-15 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、緊急時対策所の居住性等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.18緊急時対策所の居住性等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|---|---|
| <p>1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。 b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。 c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。 d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。 e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。 <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p> |

<設置許可基準規則第 6 1 条>（原子炉制御室）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|--|---|
| <p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> | <p>第 6 1 条（緊急時対策所）</p> <p>1 第 1 項及び第 2 項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第 2 項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第 1 項第 1 号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p> |

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

| 有効性評価における事故シーケンスグループ等 | 有効性評価で解析上考慮している対策（手順等） |
|-----------------------|------------------------|
| 該当なし | |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.18.1 対応手段と設備の選定

重大事故等が発生した場合において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び手順等が、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18項（以下「第61条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対応をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第61条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対応をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第61条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第61条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対応をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 (案) | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱(注水)となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第61条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価(第37条)において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失原因対策分析の結果(＜添付十：「第1.18.1図 機能喪失原因対策分析」＞参照)、緊急時対策所の電源は、通常、発電所の交流動力電源から給電されており、この電源からの給電が喪失することを想定していることを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。</p> <p>想定する機能喪失と対応策との関係について、「＜添付十：第1.18.1図 機能喪失原因対策分析」＞に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第61条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第61条等の要求事項に対応するため、以下の措置を行うための設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 緊急時対策所は、耐震構造とし、基準津波の影響を受けない位置に設置。</p> <p>② 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するため位置的分散を確保。</p> <p>③ 代替電源設備(3台の電源車(緊急時対策所用))からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の代替電源設備は多重性を確保。</p> <p>④ 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用空気浄化ファン等により緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件に適合するものとする。</p> <p>⑥ 要員の装備(線量計、マスク等)の配備。放射線管理のための手順等。</p> <p>⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。</p> <p>⑧ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。</p> <p>⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等。</p> <p>⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等。</p> <p>⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容するための設備及び手順等。</p> <p>また、緊急時対策所の居住性等に関する手順等については、有効性評価(第37条)において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。</p> |

表1. 規制要求事項に対応する手順

○「第61条等」で求められている手順

| 要求概要 | 確認結果 |
|------------------------------|---|
| <p>【設備（配備）】※¹</p> | <p>1) 以下の設備を設置する方針であることを確認した。</p> <p>a) 緊急時対策所は、耐震構造とし、基準津波の影響を受けない位置に設置。</p> <p>b) 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するため位置的分散を確保。</p> <p>c) 代替電源設備（3台の電源車（緊急時対策所用））からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の代替電源設備は多重性を確保。</p> <p>d) 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用空気浄化ファン等により緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスク着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。</p> <p>f) 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等。</p> <p>2) 重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容するための設備及び手順等。具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p> |
| <p>【技術的能力】※²</p> | <p>以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>a) 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所非常用空気浄化ファン等により緊急</p> |

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

| | | | |
|--|---|---|--|
| | <p>等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p> <p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p> <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p> | <p>時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等。</p> <p>b) 代替電源設備（3台の電源車（緊急時対策所用））からの給電を可能とする設備及び手順等。</p> <p>c) 要員の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等。</p> <p>d) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。</p> <p>2) 重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容するための設備及び手順等。具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p> | |
|--|---|---|--|

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第61条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.18

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順なし

1.18.2 重大事故等時の手順等

| 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第61条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p> | <p>(1) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.18.2.1から1.18.2.4に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第61条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備するとしている。</p> <p>a. 代替電源からの給電。そのために、電源車（緊急時対策所用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所可搬型空気浄化ファン、緊急時対策所可搬型空気浄化 フィルタユニット、空気供給装置、緊急時対策所内可搬型エリアモニタ、緊急時対策所外可搬型エリアモニタ、可搬式モニタリングポ スト、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等に対処するために必要な数の要員の収容。そのために、対策要員の装備（線量計、マスク等）、外部からの支援なしに1 週間活動するための飲料水、食料等、チェンジングエリア設置用資機材等を新たに整備する。</p> <p>d. 緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、SPDS、安全パラメータ伝 送システム、SPDS表示装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 緊急時対策所と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、携行型通話装置、衛星電 話、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時衛星通報システムを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 居住性を確保するための手順等</p> <p>(a) 緊急時対策所立ち上げの手順</p> <p>緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所 可搬型空気浄化ファン の操作等を緊急時対策所指揮所、緊急時対策所待機場所及び原子炉補助建屋のそれぞれにおいて4名により約 60分で実施する。</p> <p>(b) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空気供給装置への切替手順 <p>緊急時対策所付近に設置する可搬式モニタリングポストの指示値が上昇傾向にある場合又は緊急時対策所外可搬型エリアモニタの 指示が0.1mSv/h以上となった場合には、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を停止し、空気供給装置による緊急時対策所内の加圧を実 施する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機場所のそれぞれにおいて、空気供給装置、緊急時 対策所可搬型空気浄化装置、緊急時対策所可搬型空気浄化ファン給気手動ダンパ、空気供給装置の流量調整ユニット出口弁等の操作 を緊急時対策本部要員計4名が2名1組により約2分で実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順 <p>3号炉及び4号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の間に間に設置する可搬型モニタリングポスト及び緊急時対策所外可搬型エリ アモニタにて放射線量の指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合には、希ガスの放出の収束により、空気供給装 置による加圧を停止し、緊急時対策所可搬型空気浄化装置に切り替える手順に着手する。この手順では、空気供給装置、緊急時対策 所可搬型空気浄化ファン、緊急時対策所可搬型空気浄化ファン給気手動ダンパ、空気供給装置の流量調整ユニット出口弁、排気手動</p> |

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

| 審査の視点及び確認事項 (案) | 確認結果 (大飯3・4号炉) |
|--|--|
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>ダンパの操作を4名が2名1組で約2分を実施する。</p> <p>・緊急時対策所にとどまる要員</p> <p>プルーム通過中において、緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員65名と、原子炉格納容器の破損等による本発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策要員19名、3号炉、4号炉及び1号炉、2号炉の運転員合わせて22名との合計106名と想定している。</p> <p>b. 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に関わる手順等</p> <p>(a) 緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順 安全パラメータ表示システム、安全パラメータ伝送システムについては常時伝送を行う。SPDS表示装置は、緊急時対策所立ち上げ時に1名により操作する。</p> <p>(b) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の設備 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、常に最新となるよう通常時から維持・管理する。</p> <p>c. 必要な数の発電所災害対策本部要員の収容に係る手順</p> <p>(a) チェンジングエリアの設置及び運用手順 チェンジングエリアは、あらかじめ設置した状態とする。</p> <p>(b) 飲料水、食料等 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器破損時には、中央制御室の運転員と原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めて106名を緊急時対策所に収容する。このため、7日間外部からの支援がなくとも活動が可能となるよう放射線管理用資機材(線量計、マスク等)、飲料水及び食料等を配備又は備蓄するとともに、通常時から維持・管理する。</p> <p>d. 代替電源からの給電の手順</p> <p>(a) 電源車(緊急時対策所用)による給電 緊急時対策所を立ち上げる場合には、電源車(緊急時対策所用)の給電の手順に着手する。この手順では、電源車(緊急時対策所用)の準備及び給電の操作を2名により約20分を実施する。</p> <p>③作業環境等 緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所可搬型空気浄化装置、排気手動ダンパ等の操作手順等を整備していること、電源車(緊急時対策所用)から緊急時対策所への給電について、起動、ケーブル接続、給油等の操作手順等を整備していること、緊急時対策所に要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリア運用の手順等を定めていること、要員が7日間外部からの支援がなくとも活動が可能となるよう資機材を配備又は備蓄するとともに、通常時から維持・管理することなどを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|---------------|
| <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | |

| 審査の視点及び確認事項（案） | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|---|
| <p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p> | <p>(2) 原子炉制御室の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）等において位置づけた対策はないことを確認した。</p> |
| <p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p> | <p>緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p> |
| <p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>1)</p> <p>① 重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、発電所外との通信連絡を行うため又は居住性を確保するため以下の多様性拡張設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>a. 発電所外との通信連絡を行うための設備及び手順等</p> <p>発電所外との通信連絡を行うための設備は、以下のとおりとしている。</p> <p>設備が健全である場合、電力保安通信用電話設備、無線通話装置、社内TV会議システム、加入電話等を使用しており、その手順は、「1. 19 通信連絡に関する手順等」において記載のとおりとしている。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項（案） |
|--|
| <p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※1.18.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針 ○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準] b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング] c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順] b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等] c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート] b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等] c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境] ※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> |
| <p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準] b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順] c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p> |

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等**(1) 緊急時対策所立ち上げの手順【技術的能力（第61条等）】****a. 緊急時対策所可搬型空気浄化設備運転手順**

<添付十：1.18.1.1(2) 対応手段と設備の選定結果>

<添付十：1.18.2.1(1)a. 緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順>

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.18.4図 緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転タイムチャート>

b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

<添付十：1.18.1.1(2) 対応手段と設備の選定結果>

<添付十：1.18.2.1(1)c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順>

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料1.18.4-(6)>

(2) 原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順**a. 緊急時対策所エリアモニタ設置手順**

<添付十：1.18.1.1(2) 対応手段と設備の選定結果>

<添付十：1.18.2.1(2)a. 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置手順>

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等【技術的能力（第61条等）】**a. 緊急時対策所にとどまる要員**

<添付十：1.18.2.1(3)a. 緊急時対策所にとどまる要員について>

b. 空気供給装置による空気供給準備手順

<添付十：1.18.2.1(2)b. 空気供給装置による空気供給準備手順>

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.18.5図 空気供給装置による空気供給準備タイムチャート>

c. 空気供給装置への切替準備手順

<添付十：1.18.2.1(3)b. 空気供給装置への切替準備手順>

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.18.7図 空気供給装置への切替準備タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料1.18.2-(3)>

d. 空気供給装置への切替手順

<添付十：1.18.2.1(3)c. 空気供給装置への切替手順>

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.18.8図 空気供給装置への切替の概略系統図>

<添付十：第1.18.9図 空気供給装置への切替タイムチャート>

e. 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順

<添付十：1.18.2.1(3)d. 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順>

<添付十：第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.18.3図 緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転及び空気供給装置による空気供給準備時の概略系統図>

<添付十：第1.18.10図 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替タイムチャート>

1.18.2.2 重大事故時等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順

(1) 緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順【技術的能力（第61条等）】

<添付十：1.18.1.1(2) 対応手段と設備の選定結果>

<添付十：1.18.2.2(1) 緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順>

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<補足説明資料：添付資料1.18.3 必要な情報を把握するための手順に関する補足説明>

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備【技術的能力（第61条等）】

<添付十：1.18.2.2(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の準備>

(3) 通信連絡に関する手順等【技術的能力（第61条等）】

<添付十：1.18.2.2(3) 通信連絡に関する手順等>

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

(1) 放射線管理【技術的能力（第61条等）】

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

<添付十：1.18.2.3(1)a. 放射線管理用資機材の維持管理等>

b. チェンジングエリアの設置及び運用手順

<添付十：1.18.2.3(1)b. チェンジングエリアの設置及び運用手順>

c. 緊急時対策所空気浄化設備の切替手順

<添付十：1.18.2.3(1)c. 緊急時対策所空気浄化設備の切替手順>

<添付十：第1.18.12図 緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替タイムチャート>

(2) 飲料水、食料等【技術的能力（第61条等）】

<添付十：1.18.2.3(1)a.放射線管理用資機材の維持管理等>

1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順等

(1) 電源車（緊急時対策所用）による給電【技術的能力（第61条等）】

a. 電源車（緊急時対策用）準備手順

<添付十：1.18.2.4(1)a.電源車（緊急時対策用）準備手順>

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.18.13図 緊急時対策所 給電系統概略図>

<添付十：第1.18.14図 電源車（緊急時対策所用）準備タイムチャート>

b. 電源車（緊急時対策用）起動手順

<添付十：1.18.2.4(1)b.電源車（緊急時対策用）起動手順>

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.18.13図 緊急時対策所 給電系統概略図>

<添付十：第1.18.15図 電源車（緊急時対策所用）起動タイムチャート>

c. 緊急時対策用発電機への燃料（軽油）給油手順

<添付十：1.18.2.4(1)c.緊急時対策用発電機への燃料（軽油）給油手順>

<添付十：第1.18.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順>

<添付十：第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器>

<添付十：第1.18.17図 タンクローリーによるアクセスルート>

<添付十：第1.18.18図 電源車（緊急時対策所用）燃料補給タイムチャート>

<補足説明資料：添付資料1.18.5-(3)5.電源車（緊急時対策所用）の燃料補給および立ち上げについて>

大飯3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.19及び設置許可基準規則第62条）

| | |
|---|--------|
| I 要求事項の整理 | 1.19-2 |
| II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果 | 1.19-3 |
| 1.19.1 対応手段と設備の選定 | 1.19-3 |
| (1) 対応手段と設備の選定の考え方 | 1.19-3 |
| (2) 対応手段と設備の選定の結果 | 1.19-4 |
| 1.19.2 重大事故等時の手順等 | 1.19-6 |
| (1) 規制要求に対する設備及び手順等について | 1.19-6 |
| a. 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等 | 1.19-6 |
| (2) 自主的対策のための設備及び手順等について | 1.19-7 |
| 1.19.2.1 発電所内の通信連絡 | 1.19-9 |
| (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等【技術的能力、自主対策】 | 1.19-9 |
| (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等【技術的能力、自主対策】 | 1.19-9 |
| 1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡 | 1.19-9 |
| (1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等【技術的能力、自主対策】 | 1.19-9 |
| (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等【技術的能力、自主対策】 | 1.19-9 |
| 1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等【技術的能力】 | 1.19-9 |

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、重大事故等発生時の通信連絡に関する手順等について以下のとおり要求している。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.19 通信連絡に関する手順等>

| 重大事故等防止技術的能力基準 | 【解釈】 |
|--|---|
| <p>1. 19 通信連絡に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> | <p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p> |

<設置許可基準規則第 62 条>（通信連絡に関する手順等）

| 設置許可基準規則 | 設置許可基準規則の解釈 |
|--|---|
| <p>第 6 2 条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第 6 2 条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> | <p>第 6 2 条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第 6 2 条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> |

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.19.1 対応手段と設備の選定

原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19項（以下「第62条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第62条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p> | <p>1) 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第62条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第62条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定するとしていることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p> |

(2) 対応手段と設備の選定の結果

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|---|--|
| <p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第62条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> | <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第62条等による要求事項に基づき、通信連絡を行うために必要な手段を選定しているが、その際に、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第62条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 電源車（緊急時対策所用）又は空冷式非常用発電装置及び手順等。</p> <p>② 計測等行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための設備及び手順等。</p> |

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第62条等」で求められている手順

| | 要求概要 | 確認結果 |
|------------------------|--|--|
| 【設備（配備）】※ ¹ | <p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（【設備（措置）】※²）</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> | <p>通信連絡を行うために必要な設備について、必要な設備及び手順等が以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>○代替電源設備から給電する手順等</p> <p>衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置へ代替電源から給電するための手順。</p> |
| 【技術的能力】※ ³ | <p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p> | <p>○代替電源設備から給電する手順等</p> <p>同上</p> <p>○発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等</p> <p>○発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等</p> <p>これら4つの手順により、計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有を行う。</p> |

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第62条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 19

1.19.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>1) 第62条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p> | <p>第62条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.19.2.2、1.19.2.3に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第62条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしている。</p> <p>a. 衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置へ給電。そのため、空冷式非常用発電装置、電源車（緊急時対策所用）、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを重大事故等 対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX）を重大事故等対処設備として整備し、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）及び携 行型通話装置等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> |
| <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第 43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしているこ と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認</p> | <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 発電所内</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所 で共有する手順等</p> <p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を現場と中央制御室との間では携帯型通話装置、現場又は中央制 御室と緊急時対策所との間では衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）により共有する手順に着手する。これらのうち携帯型通話装置に 関する手順は、携行型通話装置の通話装置用ケーブル接続、乾電池残量の確認、連絡等を現場と中央制御室で実施することを確認した。</p> <p>b. 発電所外</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所 で共有する手順等</p> <p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び統合原子力防災ネット ワークに接続する通信連絡設備等により、緊急時対策所と本店原子力事業本部（若狭）、本店（中之島）、国、地方公共団体等との間で共</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|-------------|--|
| <p>する。</p> | <p>有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備による通信連絡のための手順は、TV会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施することを確認した。</p> <p>③作業環境等 特段の確認事項なし。</p> |

(2) 自主的対策のための設備及び手順等について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3・4号炉） |
|--|--|
| <p>2. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> | <p>1)</p> <p>①及び②</p> <p>発電所内外の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備参照。）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線通話装置、加入電話及び社内TV会議システムは、通常時使用されている設備であり、重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていることを確認した。</p> |

○個別手順の確認

| 審査の視点及び確認事項 |
|--|
| <p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.19.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p> |
| <p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> |

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]
- c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]

※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等【技術的能力、自主対策】

<添付十：1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等>

<添付十：第1.19.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）>

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等【技術的能力、自主対策】

<添付十：1.19.2.1(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等>

<添付十：第1.19.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

<添付十：1.15 事故時の計装に関する手順等>

<添付十：1.17 監視測定等に関する手順等>

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等【技術的能力、自主対策】

<添付十：1.19.2.2c>

<添付十：第1.19.2表 重大事故等における対応手段と整備する手順（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）>

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等【技術的能力、自主対策】

<添付十：1.19.2.2(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等>

<添付十：第1.19.2表 重大事故等における対応手段と整備する手順（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）>

<添付十：1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

<添付十：1.15 事故時の計装に関する手順等>

<添付十：1.17 監視測定等に関する手順等>

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等【技術的能力】

<添付十：1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等>

<添付十：第1.19.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）>

<添付十：第1.19.2表 重大事故等における対応手段と整備する手順（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）>

<添付十：1.14 電源の確保に関する手順等>

<添付十：1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等>

大飯発電所3，4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準2.1）

重大事故等防止技術的能力基準2.1項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

このため、規制委員会は、①手順書の整備、②体制の整備、③設備及び資機材の配備について以下の要求事項に基づき確認を行った。

I 要求事項

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

II 要求事項の解釈

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
 1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
 1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
 1. 14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

| | |
|--|---------|
| 2. 1. 1 手順書の整備..... | 2. 1-3 |
| (1) 設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮..... | 2. 1-3 |
| (2) 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮..... | 2. 1-5 |
| (3) 手順書の整備及びその対応操作..... | 2. 1-6 |
| a. 手順書の適用条件と判断フロー..... | 2. 1-6 |
| b. 5つの活動を行うために必要な手順書..... | 2. 1-10 |
| c. 米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について..... | 2. 1-23 |
| 2. 1. 2 体制の整備..... | 2. 1-24 |
| (1) 教育及び訓練の実施..... | 2. 1-24 |
| (2) 体制の整備..... | 2. 1-26 |
| a. 体制..... | 2. 1-26 |
| b. 対応拠点..... | 2. 1-31 |
| c. 外部支援..... | 2. 1-32 |
| 2. 1. 3 設備・資機材の整備..... | 2. 1-33 |
| (1) 可搬型重大事故等対処設備の整備..... | 2. 1-33 |
| (2) 資機材の配備..... | 2. 1-37 |

2. 1. 1 手順書の整備

(1) 設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|---|--|
| <p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害の発生を想定することを確認する。</p> <p>① 大規模な自然災害による大規模損壊の想定に当たって、国内外の基準等で示されている自然現象を参考に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を網羅的に抽出していることを確認。</p> | <p>①大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、外部事象74事象を抽出することを確認した。</p> <p>そのうちの自然災害53事象の中で、原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、豪雪(降雪)、暴風(台風)、竜巻、火山(火山活動、降灰)、凍結、森林火災、生物学的事象、落雷及び隕石の11事象(以下「自然災害11事象」という。)を選定することを確認した。</p> <p>また、重畳することが考えられる自然災害の組み合わせについても考慮していることを確認した。</p> |
| <p>② ①で網羅的に抽出した自然現象について、設計基準を超えるような規模の想定し、大規模損壊へ至る可能性を検討した上で、その検討結果を踏まえ大規模な自然災害を特定し、これを考慮した手順書を整備する方針であることを確認。</p> | <p>②手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が原子炉施設の安全性に与える影響を考慮する」としていることを確認した。</p> <p>①で選定した11事象の考慮すべき自然災害に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、当該事象が原子炉施設の安全性に与える影響を整理していることを以下のとおり確認した。</p> <p>【地震】基準地震動を一定程度超える規模を想定する。</p> <p>【津波】基準津波を一定程度超える規模を想定する。</p> <p>【豪雪(降雪)】積雪量100cmを超える規模を想定する。</p> <p>【暴風(台風)】敷地近傍で観測された最大瞬間風速(51.9m/s)を超える規模を想定する。</p> <p>【竜巻】風速100m/sを超える規模を想定する。</p> <p>【火山(火山活動、降灰)】10cmの降灰を超える規模を想定する。</p> <p>【凍結】敷地付近で観測された最低気温(-11℃)を下回る気温を想定する。</p> <p>【森林火災】防火帯を越えるような森林火災の規模を想定する。</p> <p>【生物学的事象】海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来を想定する。</p> <p>【落雷】設計想定以上の雷サージの規模を想定する。</p> <p>【隕石】原子炉施設の広範なエリアが損壊する規模を想定する。</p> <p>原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震、津波及び竜巻の3事象を代表として整理していることを確認した。なお、大規模損壊の発生させる可能性を検討するにあたっては、イベントツリーにより、事象の進展を考慮していることを確認した。具体的な整理結果は、<添付十：第5.2.3表 大規模損壊へ至る可能性のある大規模な自然災害>及び<添付十：「第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況」>において確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な地震の想定では、外部電源が喪失するとともに非常用所内電源、海水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失することにより、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があるが、その状態において、1次冷却材喪失事故（LOCA）等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。 ・さらに、原子炉格納容器等の機能の喪失又は安全保護系・原子炉制御系の機能喪失により大規模損壊へ至る可能性がある。 <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な津波の想定では、地震同様に全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があり、その状態において、RCPシールLOCA等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。 ・また、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による2次冷却系からの除熱機能の喪失及び安全保護系・原子炉制御系の機能喪失により、重大事故から大規模損壊へと至る可能性がある。 <p>【竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な竜巻の想定では、外部電源が喪失するとともに、竜巻によってもたらされる飛来物等による海水ポンプの機能喪失及びそれに伴う非常用ディーゼル発電機の機能喪失によって、全交流動力電源喪失に至り、重大事故に至る可能性がある。 ・また、加えて屋外の空冷式非常用発電装置等が機能喪失した場合には、重大事故から大規模損壊へ至る可能性もある。 |
| | <p>原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある3事象（地震、津波及び竜巻）以外の自然災害については、発電所の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはなく、仮に大規模損壊に至ったとしても、これら3事象に包含され被害の態様から同様の手順で対応できるとしていることが添付十：第5.2.3表 大規模損壊へ至る可能性のある大規模な自然災害及び添付十：「第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況」>に示されていることを確認した。事業者の整理は以下のとおり。</p> <p>【生物学的事象】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大量の海生生物の来襲により、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能の喪失の可能性はある。 <p>【落雷】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な落雷によって、外部電源喪失が発生する可能性がある。また、雷サージによる誤信号の発信も想定される。 <p>【豪雪（降雪）、火山（火山活動、降灰）】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・降雪、火山活動及び降灰によって、送電システムの異常等による外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、これらの自然災害2事象については、事前に予測し、要員を確保して除雪及び除灰等の必要な安全措置を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。 <p>【森林火災】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送電系統へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、建屋周辺には可燃物となる木々は存在しないこと、万一森林火災が拡大したとしても、プラントに影響を与えるような範囲まで火災が及ぶには相応の時間があると考えられることから、要員を確保して消火活動を行うことでプラントの安全性に影響を与える可能性は低い。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|---|
| <p>③ 個別プラントの確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定において抽出しなかった事故シーケンス等により大規模損壊に至る可能性も考慮し、手順書を整備する方針であることを確認。</p> | <p>③ 手順書の策定に際しては、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスなどを考慮する」としていることを確認した。</p> <p>確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故等、大規模損壊への対応を含む手順書として、整備するとしていることを確認した。</p> <p>有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスは以下のとおり確認した。</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な地震による原子炉建屋・原子炉格納容器機能、安全保護系・原子炉制御機能、2次冷却系からの除熱機能及び炉心冷却機能の喪失に伴い、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震特有の事象として発生する事故シーケンスである原子炉建屋損傷、原子炉格納容器破損、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注水機能喪失及び過渡事象+補助給水失敗（炉内構造物等の損傷）が発生し、大規模損壊へ至る可能性が考えられる。 ・レベル1.5PRAの知見より、炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）に至る可能性がある。 <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な津波による安全保護系・原子炉制御機能及び2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった津波特有の事象として発生する事故シーケンスである複数の信号系損傷及び原子炉補機冷却水の喪失+補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。 |
| <p>④ ②で整理して発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性が低い自然災害についても発生を想定し、手順書を整備する方針であることを確認。</p> | <p>④ 選定した自然災害11事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が原子炉施設の安全性に影響を考慮する」としていることを確認した。</p> <p>原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震、津波及び竜巻の3事象を代表として整理するとしている。また、当該の3事象以外の自然災害については、施設の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはない、又は与える影響がこれら3事象に包含でき被害の態様から同様の手順で対応ができることを確認した。</p> |

(2) 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|--|
| <p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生を想定することを確認。</p> <p>① 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範</p> | <p>① テロリズムには様々な状況が想定されるが、中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|---|
| <p>困にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生などを想定していることを確認。</p> | <p>生じて原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、手順書の策定に際しては、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生を考慮するとしていることを確認した。</p> |

(3) 手順書の整備及びその対応操作

a. 手順書の適用条件と判断フロー

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|--|
| <p>重大事故等発生時で整備する設備を手順等に加えて、共通要因で同時に機能喪失することのないよう可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 情報の収集及び判断基準</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 手順書の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。</p> <p>① 全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障等の重大事故等の発生に加えて、大規模損壊の発生時の複数号機の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施</p> | <p>①大規模損壊発生時の対応手順書については、「I 要求事項」に示す5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対応設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、重大事故等対策において整備する手順書等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備するとしていることを確認した。大規模損壊によって原子炉施設が受ける被害範囲は不確実性が大きく、</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|--|
| <p>設の状態の把握及び大規模損壊対応の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にする方針であることを確認する。</p> | <p>重大事故等対策のようにあらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応として、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うこと、事故対応への影響を把握するため火災の状況を確認すること、対応要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応の選定をすることを「行うこと」とし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のa.及びb.の「とおり整備する」としていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかに、かつ臨機応変に選択及び実行するために、発電用「原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順を整備する。」</p> |
| | <p>b. 原子炉施設の被害状況を把握した結果、これに対する「対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。」</p> <p>対応操作の実行判断である大規模損壊発生時の判断基準は以下であることを確認した。</p> <p>なお、判断を行うのは、当直課長又は原子力防災管理者であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突等により、原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合 <ul style="list-style-type: none"> ・プラント監視機能又は制御機能が喪失した場合（中央制御室の喪失を含む） ・使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生した場合 ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生した場合 ・大規模航空機の衝突による大規模火災が発生した場合 ○ 当直課長が、重大事故発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合 ○ 原子力防災管理者が、大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合 |
| | <p>以下に示す項目を目的とした各対応操作の実行判断を行うための初動対応フロー等を大規模損壊時に対応する手順として定め整備することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源の確保 ・炉心損傷の緩和 ・原子炉格納容器の破損緩和 ・使用済燃料貯蔵槽の水位確保及び燃料体の損傷緩和 ・放射性物質の放出低減 ・水源の確保 ・大規模な火災への対応 ・その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料補給） |
| <p>2. 判断に迷う操作等の判断基準の明確化</p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらか</p> | |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>じめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）</p> | <p>①故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順を整備する。 また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災等の消火活動も想定して手順を整備する。</p> <p>②大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えない場合も想定し、原子炉施設の状況把握が困難な場合及び状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるようa.及びb.の対応を考慮して手順を整備する。</p> <p>a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失により原子炉停止状況などのプラント状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う</p> <p>b. 中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う</p> <p>手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のが発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実効性を確認し整備することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源の確保 ・炉心損傷の緩和 ・原子炉格納容器の破損緩和 ・使用済燃料貯蔵槽の水位確保及び燃料体の損傷緩和 ・放射性物質の放出低減 ・水源の確保 ・大規模な火災への対応 ・その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料補給） <p>大規模損壊に対応する手順による対応を判断した後、原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選択することを確認した。</p> <p>（個別操作） 適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化することを確認した。個別操作実行のために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断することを確認した。 原子炉施設の状況把握が困難な場合の優先順位は、＜添付十：「第5.2.3図 大規模損壊発生時の対応全体フロー（状況把握が困難な場合）」＞において示されていることを確認した。 原子炉施設に対応する手段による対応を判断した後、発電用の状況把握がある程度可能な場合の優先順位は、プラント監視機能が健</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|--|
| | <p>全である場合には、運転員（当直員）等により原子炉施設の状況を速やかに把握し、緩和操作を選択するための判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施することを確認した。</p> |
| <p>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</p> <p>【解釈】 c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> <p>① 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。</p> <p>② 当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であることを確認する。</p> <p>③ 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部手順書に整備する方針であることを確認する。</p> | <p>①重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>②重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>③重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> |
| <p>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</p> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>① 事故の進展状況に応じて具体的な大規模損壊対応を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。</p> | <p>①大規模損壊発生時の対応手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における事象進展の抑制及び緩和対策の実行性を確認し、運転員用及び支援組織用の手順書を整備するとしていることを確認した。</p> <p>②適切な個別操作を速やかに選択できるよう重大事故等対策で整備する手順と同様に手順書の構成及び緩和操作を選択するための判断フロ</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|---|--|
| <p>② 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p> | <p>一に個別操作への移行するための手順書相互間の移行基準を明確にするとしていることを確認した。</p> |
| <p>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する方針であることを確認する。</p> | <p>① 監視パラメータの計測が不能になった場合には、可搬型計測器によるパラメータ監視を実施する プラント監視機能が喪失し、原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観から施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器及びアニュラス部又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模な火災の発生に対しても迅速に対応する。また、監視機能を復旧させるため、代替電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。 なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> |
| <p>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)等ができる手順を整備する方針であること。</p> <p>(i) 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>① 重大事故を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。</p> <p>② 前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。</p> | <p>大規模損壊は事前に予兆を確認することができないため該当なし。 なお、大津波警報が発令された場合、当直課長は原則として原子炉を手動停止し、所内関係へ避難指示を出すとともに原子力防災管理者への状況連絡を行う。連絡を受けた原子力防災管理者は、要員を一旦高所へ避難させた後、第2、第3波の津波の情報を継続的に収集しながら、緊急時対策所へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。</p> |

b. 5つの活動を行うために必要な手順書

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|--|---|
| <p>① 重大事故等防止技術的能力基準2. 1項の一から五までの活動に関する緩和等の措置を講じるための手順書を整備する方針であることを確認。</p> | <p>① 大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、<u>重大事故等防止技術的能力基準2. 1項の一から五までの活動を行うための手順書</u>として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|-------------|---|
| | <p>整備する」としていることを確認した。</p> <p>一から五までの5つの活動を行うための手順書は以下の手順等で構成されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等 ・ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 ・ 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 ・ 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 ・ 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等 <p>また、5つの手順等の内容は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備する。 ・ 早期に準備可能な化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃、あるいは送水車（消火用）及び中型放水銃による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。 <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器2次側の除熱機能が喪失した場合は、1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う。 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により炉心を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 ・ 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却に大容量ポンプを使用するための準備に時間がかかることから、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器2次側の除熱機能が喪失した場合は、1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。また、1次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。 ・ 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。 ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び格納容器自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|-------------|--|
| | <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。 ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、熔融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する。また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注水手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉を冷却する。 ・ さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。 <p>【使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観から原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水を行う。水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は建屋内部からのスプレイを実施する。 ・ また、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、建屋外部からのスプレイを実施し、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。 <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備による代替格納容器スプレイを実施する。 ・ 格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。 ・ 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、建屋外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。 |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|---|
| <p>② ①で整備する方針の手順書について、技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順等を活用しているものが明確であることを確認。</p> | <p>② <u>重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1. 2項から1. 14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等</u>（共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等）<u>を追加して整備する</u>ことを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」を含む手順書であることを確認した。</p> <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>【使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|-------------|---|
| | <p>1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</p> <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順を活用するものについて、具体的な内容は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>【1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.2の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器の除熱を期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水をB充てんポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を整備するとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電したB充てんポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する操作。 ・制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）又は可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作。 ・直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作。 <p>これらの手順により、2次冷却系の除熱機能が喪失した場合の対応であるB充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリード及び蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等の機能回復を行う。</p> <p>また、＜添付十：「第5.2.5表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.2）」＞に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備するとしていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>重大事故等対策にて整備する1.3の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器の除熱を期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水ピットをB充てんポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を減圧する手順を整備する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）又は可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作。 ・直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作。 ・全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉への注水機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電したB充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する操作。 <p>これらの手順により、2次冷却系からの除熱による減圧機能が喪失した場合の対応であるB充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水及び加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系の減圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁の機能回復を行う。</p> <p>また、＜添付十：「第5.2.6表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）」＞に対応に用いる対応設備を示している。</p> <p>【1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのないように分散配置した可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備することを確認した。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.4の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、すべての炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉に注水する手順を整備することを確認した。</p> <p>これらの手順により、安全注入設備を用いて原子炉に注水することにより原子炉を冷却する機能が喪失した場合の対応である恒設代替低圧注水ポンプ、消火ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及び化学消防自動車による代替炉心注水を行う。また、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の機能回復を行う。</p> <p>さらに、余熱除去設備による除熱機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水を行う。</p> <p>また、＜添付十：「第5.2.7表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）」＞に対応に用いる対応設備を示されていることを確認した。</p> <p>【1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|-------------|---|
| | <p>これらの手順により原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ又は蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) による蒸気発生器への注水及び移動式大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。また、主蒸気逃がし弁の機能回を行う。</p> <p>また、<添付十:「第5.2.8表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.5)」>に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の緩和、並びに放射性物質の濃度を低減させるため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備していることを確認した。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.6の手順に加えて、すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順を整備していることを確認した。</p> <p>これらの手順により格納容器スプレイ設備による冷却機能が喪失した場合の対応である恒設代替低圧注水ポンプ、消火ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及び化学消防自動車による代替格納容器スプレイ、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。また、A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) の機能回復を行う。</p> <p>また、<添付十:「第5.2.9表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.6)」>に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備する。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.7の手順に加えて、すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順を整備されていることを確認した。</p> <p>これらの手順により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる機能が喪失した場合の対応である恒設代替低圧注水ポンプ、及び化学消防自動車による代替格納容器スプレイ、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。また、A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) の機能回復を行う。</p> <p>また、<添付十:「第5.2.10表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.7)」>に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても溶融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるように現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備していることを確認した。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.8の手順に加えて、すべての格納容器スプレイ及び炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順を整備していることを確認した。</p> <p>これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融が発生し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する場合において、恒設代替低圧注水ポンプ、消火ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及び化学消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。また、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。</p> <p>さらに、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、恒設代替低圧注水ポンプ、消火ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及び化学消防自動車による代替炉心注水を行う。また、B充てんポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。</p> <p>また、＜添付十：「第 5.2.11 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.8）」＞に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出された場合の水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備していることを確認した。</p> <p>これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、大量の水素が発生した場合においても静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置による水素濃度低減並びに可搬型格納容器水素ガス濃度計及びガスクロマトグラフによる水素濃度監視を行うとしていることを確認した。</p> <p>また、大規模損壊時における原子炉格納容器水素燃焼装置の起動に関しては、事故発生から1時間以上経過した場合は水素爆轟による原子炉格納容器破損の脅威が予想されるため実効性があり、かつ水素燃焼による原子炉格納容器の健全性に悪影響を与えないと発電所対策本部にて判断できる場合に起動する手順とする。</p> <p>また、＜添付十：「第 5.2.12 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.9）」＞に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラスに漏えいした水素による原子炉建屋の損傷を緩和するため、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備していることを確認した。</p> <p>これらの手順により、アニュラス内の水素濃度を低減するためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等による水素排出及びアニュラス水素濃度計、可搬型格納容器水素濃度計等による水素濃度監視を行う。</p> <p>また、＜添付十：「第 5.2.13 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.10）」＞に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし及び臨界を防止するため、また、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備していることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>重大事故等対策にて整備する1.11の手順に加えて、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、送水車及びスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの建屋外部からスプレイを行う手順を整備するとしていることを確認した。</p> <p>また、送水車による使用済燃料ピットへのスプレイの手順が使用できない場合に、化学消防車をスプレイヘッダに接続し、使用済燃料ピットへの建屋内部又は外部からのスプレイを行う手順を整備していることも確認した。</p> <p>これらの手順により、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、注水機能喪失又は小規模な漏えいの発生時においてもNo.3淡水タンク及びNo.2淡水タンクによる注水操作並びにポンプ車、1次系補給水ポンプによる注水操作に加え、送水車による注水を行う。</p> <p>さらに、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時においても、送水車及び化学消防自動車より使用済燃料ピットへ接近せずにスプレイする操作、補修材等を用いた漏えい緩和対策及び可搬式使用済燃料ピット水位等を用いた使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>使用済燃料ピットに大規模な漏えいが発生した場合における使用済燃料ピットの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 使用済燃料ピットの漏えい緩和のための操作を実行するに当たり最も重要な判断は、使用済燃料ピット（建屋）へのアクセス可否となる。これは被害状況（火災の発生状況、線量等）に依存する。 ② 使用済燃料ピットへアクセス可能な場合には、準備から注水するまでの時間が比較的短い常設設備（No.3淡水タンク及びNo.2淡水タンク）を用いた使用済燃料ピット注水操作を実施する。 ③ ②の操作により使用済燃料ピットの水位維持ができない場合、1次系補給水ポンプ、ポンプ車、送水車又は化学消防自動車を用いて使用済燃料ピットへ注水操作を試みる。 ④ ③による使用済燃料ピットへの注水を行っても水位が維持できない場合、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）内部からのスプレイが可能であれば、送水車又は化学消防自動車を用いた使用済燃料ピットスプレイ操作を実施する。 ⑤ ④と並行して、使用済燃料ピットの漏えいを抑制するため、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いた手段により、使用済燃料ピット内側からの漏えい緩和を試みる。 ⑥ 使用済燃料ピットへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料ピットスプレイが困難な場合、送水車又は化学消防自動車を用いた外部からのスプレイを実施する。また、大容量ポンプ（放水砲用）を用いた使用済燃料ピットへの放水操作を実施する。 <p>また、＜添付十：「第5.2.14表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.11）」＞に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても工場等外への放射性物質の拡散を抑制するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室でのプラント監視機能又は及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.12の手順に加えて、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）が破損している場合又は破損が不明な場合において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする手順を整備するとしていることを確認した。</p> <p>これらの手順により、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に加え、放水砲を準備するまでの間、スプレイラインが使用可能な場合は、恒設代替低圧注水ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、消火ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及び化学消防自動車を用いた格納容器スプレイ操作等を実施することにより、放射性物質の放出低減を行う。</p> <p>なお、放水砲の設置位置については、複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報等を勘案し、原子力防災管理者又は副原子</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|-------------|---|
| | <p>力防災管理者が総合的に判断する。また、放水砲の放射方法としては、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損範囲を覆うような噴霧放射を基本とする。</p> <p>使用済燃料ピットからの放射性物質の放出低減対策については、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」における注水手段及びスプレイ手段により行うが、当該の手段が有効ではない場合に、本項における放水砲による放射性物質の放出低減対策を実施する。</p> <p>以下に、放水砲を使用した具体的な事故対応を示す。</p> <p>① 放水砲の使用判断</p> <p>大規模損壊の発生により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至るような場合には、「大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」に基づく初動対応フローにしたがい、プラント状態を把握するとともに、放射性物質の拡散抑制に対して迅速な対応ができるよう大容量ポンプ（放水砲用）の準備を行う。</p> <p>原子炉格納容器圧力の低下、エリアモニタ、モニタリングステーション及びモニタリングポストの指示値の上昇、目視による原子炉格納容器の破損等を確認した場合には、初動対応フローの優先順位に従い「放射性物質拡散防止フロー」を選択する。当該フローにおいては、格納容器スプレイラインが使用可能な場合は、準備時間が比較的短い格納容器スプレイ操作を実行する。なお、本操作が使用不能な場合、又は放水砲による放水が必要と判断された場合には、放水砲による放射性物質の放出低減のための操作を選択する。</p> <p>② 放水砲の設置位置の判断</p> <p>放水砲の設置位置として、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する想定の場合には複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報（風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位））等を勘案し、原子力防災管理者が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対策要員へ指示する。</p> <p>③ 放水砲の設置位置と原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水可能性</p> <p>[原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する場合]</p> <p>前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉格納容器から約 64m の範囲内に放水砲を設置すれば、原子炉格納容器頂部までの放水が可能である。</p> <p>また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの布設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。</p> <p>[原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する場合]</p> <p>使用済燃料ピットに大規模な漏えいが発生した場合における対応は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示すとおりであり、使用済燃料ピットにアクセスが困難な場合には、建屋外部からのスプレイを実施する。</p> <p>さらに、本操作を実施することが困難な状況（大規模な火災等により燃料取扱棟に接近できず、十分な射程が確保できない場合）においては、放水砲により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へスプレイする手段もある。この場合、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する場合と同様、風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位）等に応じて放水砲を設置する。</p> <p>放水砲による原子炉格納容器等への放水により、放射性物質を含む汚染水が発生し、海洋へ拡散することを想定して、放水砲により放水前にシルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。</p> <p>放水砲による原子炉格納容器等への放水により、放射性物質を含む汚染水が雨水等の排水流路を通して海へ流れることを想定して、排水路に放射性物質吸着剤を設置し、放射性物質を吸着する。</p> <p>放射性物質吸着剤は、汚染水が集水する排水路等やシルトフェンスの内側に設置する。</p> <p><添付十：「第 5.2.15 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.12）」>に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| | <p>【1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順等を整備していることを確認した。</p> <p>当該手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に示す2次冷却系からの除熱手段及び1次冷却系フィードアンドブリード手段、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」に示す原子炉への注水手段、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」に示す原子炉格納容器へのスプレイの手段、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す使用済燃料ピットへの注水手段並びに「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」に示す原子炉格納容器等及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水手段を行うために必要となる水源の確保に関する手順である。</p> <p>重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、大規模な火災や長期間にわたり大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水（消火水バックアップタンク等）又は海水の水源を確保する手順を整備する。</p> <p>これらの手順により、復水ピットが枯渇又は破損した場合に2次冷却系から除熱するための水源、燃料取替用水ピットが枯渇又は破損した場合に炉心注水、格納容器スプレイを行うための水源を確保する。また、使用済燃料ピットに大規模漏えいが発生した場合に使用済燃料ピットに注水又はスプレイを実施するための水源、及び放射性物質の拡散抑制のため原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水のための水源を確保する。</p> <p><添付十：「第5.2.16表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.13）」>に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.14 電源の確保に関する手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための電源を供給するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順等を整備していることを確認した。</p> <p>これらの手順により、全交流動力電源が喪失した場合の対応である空冷式非常用発電装置、号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）等及び電源車による電源の確保を行う。</p> <p><添付十：「第5.2.17表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.14）」>に対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> |
| <p>③ ①について、技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順等に加えて、「2.1可搬型設備等による対応手順等」として多様性を持たせた手順書を整備する方針であることを確認する。</p> | <p>③</p> <p>大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、5つの活動又は緩和対策を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、重大事故時等では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手順等として整備する。</p> <p>また、重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1.2項から1.14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を追加することから、多様性を持たせた手順等を整備することを確認した。</p> <p>なお、1.2項から1.14項で整備した手順のうち大規模損壊に</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|--|---|
| | <p>特化した手順を以下に示す。</p> <p>【1. 2項から1. 14項で整備した手順のうち大規模損壊に特化した手順等】</p> <p>大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、先に記載した1. 2項から1. 14項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料貯蔵槽の水位確保及び燃料体等の著しい損傷緩和」、「放射性物質の放出低減」の緩和措置を行う。</p> <p>さらに、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. B充てんポンプ（自己冷却）で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順 b. 化学消防自動車による格納容器スプレイのための手順 c. 化学消防自動車による使用済燃料ピットへのスプレイのための手順 d. 化学消防自動車による原子炉容器への注水のための手順 e. 燃料取替用水ピットから消火水バックアップタンクへの水源切替の手順 f. 恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 g. A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を用いた代替格納容器スプレイの手順 h. 消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 i. 可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 j. 送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ（外部）の手順 <p><補足説明資料：大規模損壊に特化した設備と手順の整備について></p> |
| <p>④ ①で整備する方針の手順書について、対応手段の優先順位の考え方が示されていることを確認する。</p> | <p>④</p> <p>大規模損壊によって原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のとおり整備するとしていることを確認した。</p> <p>環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認することが示されている。また、対応要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行うことが示されている。</p> <p>また、大規模損壊発生時においては、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生並びに運転員（当直員）を含む重大事故等対策要員等が被災した場合も対応できるようにするとともに、可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、(a-3-3-1)項の原子力災害への対応について人命救助を行うとともに要因の安全を確保しつつ平行して行う。</p> <p>さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルートの確保、操作の支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施することを確認した。</p> <p>対応の優先順位については、把握した対応可能な要員数、使用可能な設備及び施設の状態に応じて選定するとしていることを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】</p> <p>大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、早期に準備が可能な化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車、又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付き水槽車及び中型放水銃、あるいは送水車</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|-------------|---|
| | <p>(消火用) 及び中型放水銃による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施することを確認した。</p> <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器 2 次側の除熱機能が喪失した場合は、1 次冷却系統のフィードアンドブリードを行う。 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において 1 次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により炉心を冷却する。また、1 次冷却材喪失事象が発生していない場合は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。 ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 ・ 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却に大容量ポンプを使用するための準備に時間がかかることから、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器 2 次側の除熱機能が喪失した場合は、1 次冷却系のフィードアンドブリードを行う。また、1 次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。 ・ 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。 ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び格納容器自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 ・ 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注水手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉を冷却する。 ・ さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。 <p>【使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|-------------|--|
| | <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観から原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水を行う。水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は建屋内部からのスプレイを実施する。 また、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、建屋外部からのスプレイを実施し、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。 <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】</p> <p>放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備による代替格納容器スプレイを実施する。 格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、建屋外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。 |

c. 米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>① 米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）を踏まえた大規模損壊に対する考慮事項及びそれに対する対応が参考として示されていることを確認する。</p> | <p>整備する手順について、米国における NEI ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）の考え方も参考としていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 2.1.8 米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）で参考とした事項></p> <p><補足説明資料：別冊 1. 具体的対応の共通事項 添付資料 3 米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）等における要求事項の手順書への反映について></p> |

2. 1. 2 体制の整備

(1) 教育及び訓練の実施

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|---|
| <p>重大事故等発生時の教育及び訓練（技術的能力1.0）に加えて、必要となる大規模損壊時の教育及び訓練について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で教育及び訓練が網羅的に整備され、計画的に実施する方針としていることを確認する。</p> <p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>(1) 大規模損壊対応における手順について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>① 重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p> <p>② 大規模損壊対応に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>③ 通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定し、個別訓練を実施する方針であることを確認。</p> <p>④ 教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p> | <p>① 大規模損壊への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>②③ 大規模損壊への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時を想定し、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等への個別的教育訓練を実施する」としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、個別的教育及び訓練を計画的に実施することについて、重大事故等対策要員（協力会社を含む）に対し必要な教育及び訓練項目を列挙し、年1回以上実施することが示されている。</p> <p><補足説明資料：1.0.1(4) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備></p> <p><補足説明資料：添付資料1.0.9 重大事故対策及び大規模損壊の対処に係る教育及び訓練について></p> <p>④ 大規模損壊への対応のための要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図る」としていることを確認した。</p> <p>また、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等への個別的教育及び訓練を実施する」としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、手順毎の対象者（協力会社社員含み）及び要求する力量が示されている。</p> <p>また、最低限必要な要員以外の人員は原則、発電所外に退避するが、発電所内に勤務する人員を最大限に活用しなければならない事態を想定して、重大事故等対策要員以外の人員に対して教育を実施する」としていることを確認した。</p> |
| <p>(2) (1)により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p> <p>① 力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p> | <p>① 大規模損壊への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</p> <p>【解釈】 b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <p>① 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。</p> <p>② 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。</p> | <p>①②</p> <p>大規模損壊への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> |
| <p>(2) 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>① 個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p> | <p>①</p> <p>大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施していることを確認した。</p> |
| <p>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</p> <p>【解釈】 c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>① 発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p> | <p>①</p> <p>大規模損壊への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、原子炉施設及び予備品等について熟知していることを確認した。</p> |
| <p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</p> <p>【解釈】</p> | <p>①</p> <p>大規模損壊への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすることを確認。</p> | <p>び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施するとしていることを確認した。</p> <p>重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した訓練を実施するとしていることを確認した。</p> |
| <p>5. マニュアル等を即時利用可能とするための準備</p> <p>【解釈】</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、通常時から保守点検活動等を通じて準備する方針とすることを確認。</p> <p>② 通信設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針とすることを確認</p> | <p>①②</p> <p>大規模損壊への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施するとしていることを確認した。</p> <p>重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行うとしていることを確認した。</p> |

(2) 体制の整備

a. 体制

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>重大事故等発生時の体制（技術的能力1.0）を基本としつつ、中央制御室や要員の損耗等によって体制が部分的に機能しない場合においても、流動性をもって柔軟に対応できる体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】</p> <p>3 体制の整備は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な</p> | <p>①</p> <p>大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制にを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるようにするとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備するとしていることを確認した。</p> <p>②</p> <p>専門性及び経験を考慮した班の構成を行うとされ、具体的には、班の構成について、通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応、復旧活動に活かせるよう、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で班の構成を行うとしていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。</p> <p>② 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。</p> <p>③ 通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して大規模損壊対応を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。</p> <p>④ 中央制御室が機能しない場合を想定して対応できる体制を整備する方針であることを確認。</p> | <p>また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備するとしていることを確認した。</p> <p>③ 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮することを確認した。</p> <p>通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない可能性を考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることを確認した。</p> <p>時間外、休日（夜間）における、初動の指揮は、原子力防災管理者の代行者として副原子力防災管理者が常駐し指揮を執ることを確認した。また、大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合は、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消火活動要員は消火活動を実施するとしていることを確認した。また、発電所対策本部長が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等を用いた泡消火の実施が必要と判断した場合、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：別冊1. 具体的対応の共通事項 2. 大規模損壊発生時の体制について></p> <p>④ 大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備することを確認した。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員を含む）が機能しない場合においても、重大事故等対策要員にて対応を実施するとしていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：別冊1. 具体的対応の共通事項 2. 大規模損壊発生時の体制について></p> |
| <p>2. 実施組織の構成</p> <p>【解釈】 b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>① 実施組織として、運転員等により構成される大規模損壊対応を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。</p> <p>② 実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※ 各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については「6. 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p> | <p>① ② 実施組織を、発電班（当直員含む。）及び保修班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備することを確認した。</p> <p>発電班は、事故状況の把握及び整理、事故拡大防止のための措置、原子炉施設の保安維持等を行うことを確認した。</p> <p>保修班は、事故原因の究明、応急対策の立案、実施及び消火活動等を行うことを確認した。</p> <p>発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し、保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。</p> <p>また、発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時において、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>3. 複数号炉の同時被災への対応</p> <p>【解釈】 c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>① 複数号炉で同時に大規模損壊対応が発生した場合においても、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して対応できる方針であることを確認する。複数号炉で同時に大規模損壊が発生した場合には、指揮者1人で調整できる号炉数を考慮して体制を整備すること。</p> <p>② 複数号炉で同時に大規模損壊対応が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。特に、消火担当区域を分ける場合には、それぞれの区域で独立して消火活動ができる体制であることを確認する。</p> | <p>① 大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備していることを確認した。 3号炉及び4号炉同時被災時は、号炉ごとに情報収集や事故対策の検討等を行い、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう原子力防災体制を整備していることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 ＜補足説明資料：別冊1. 具体的対応の共通事項 2. 大規模損壊発生時の体制について＞</p> <p>② 3号炉及び4号炉同時被災時は、副本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者の中から、本部長が号炉ごとの指揮者を指名し、当該号炉に特化して情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることの内容にしていることを確認した。 3号炉及び4号炉同時被災時には、各班の班長と副班長を号炉ごとに配置し、任務の対応が遅れることがないようにしていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 ＜補足説明資料：別冊1. 具体的対応の共通事項 2. 大規模損壊発生時の体制について＞</p> |
| <p>4. 支援組織の構成</p> <p>【解釈】 d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>① 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。</p> <p>② 技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※ 各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「(6) 各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p> | <p>① ②③ 技術支援組織は、安全管理班及び放射線管理班で構成し、必要な役割分担を行い実施組織に対して技術的助言を行う組織として構成が明確であることを確認した。 運営支援組織は、総務班、広報班及び情報班で構成し、必要な役割分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える組織として構成が明確であることを確認した。</p> |
| <p>5. 対策本部の設置及び要員の招集</p> | <p>①</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> | <p>所長（原子力防災管理者）は、重大事故等及び大規模損壊の対策を実施する実施組織、その支援組織の役割分担並びに責任者、指揮命令系統及び通報連絡を行う組織等を手順書に定め、効果的な重大事故等及び大規模損壊の対策を実施し得る体制を整備していることを確認した。</p> |
| <p>① 大規模損壊対応の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する責任者を配置する方針であることを確認する。</p> | <p>② 勤務時間外、休日（夜間）においても発電所内に重大事故等対策要員 64 名（消火活動要員 7 名を含む。）を確保し、大規模損壊の発生時ににより中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても、対応することを確認した。</p> |
| <p>② 夜間及び休日を含めて大規模損壊対応必要な要員を確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> | <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：別冊 1. 具体的対応の共通事項 2. 大規模損壊発生時の体制について></p> |
| <p>③ 必要な要員は、同時に被災しないよう分散して配置する方針であることを確認する。</p> | <p>③ 勤務時間外、休日（夜間）における常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機することを確認した。</p> |
| <p>④ 必要な要員が、建物の崩壊により被災する場合、発電所構内に勤務している要員を活用する等の対応をとる方針であることを確認する。</p> | <p>④ 建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員に、発電所対策本部での役務を割り当てる等の柔軟な対応をとることを確認した。</p> |
| <p>⑤ 夜間及び休日を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p> | <p>⑤ あらかじめ定めた連絡体制に基づき時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施していることを確認した。</p> |
| <p>⑥ 必要な要員の召集に時間を要する場合も想定し、大規模損壊対応を行える体制であることを確認する。</p> | <p>⑥ 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの召集に時間を要する場合も想定し、本発電所構内の最低要員数により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整えることを確認した。</p> |
| <p></p> | <p>なお、大規模損壊発生時において、重大事故等対策要員として非常召集が期待される社員寮、社宅等の要員の非常召集ルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し、発電所へ非常召集するとしていることを確認した。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：別冊 1. 具体的対応の共通事項 2. 大規模損壊発生時の体制について></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|--|
| <p>⑦ 新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑧ 大規模損壊対応の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p> | <p>⑦ 大規模損壊では、新型インフルエンザ等は考慮しないため、該当なし。</p> <p>⑧ 大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとしていることを確認した。 重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保するとしていることを確認した。社員と協力会社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととしていることを確認した。必要に応じて作業の進捗について、事業者と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにしていることを確認した。</p> |
| <p>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応実施組織及び支援組織について、上記b)及びd)項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であることを確認する。</p> | <p>① 発電所対策本部は、本店対策本部との連絡、情報の収集、状況把握等を行う情報班、事故状況評価、放射能影響範囲の推定を行う安全管理班、放射線、放射能の状況把握等を行う放射線管理班、事故状況把握、拡大防止措置を行う発電班等、8つの班で構成し、各班にはそれぞれ責任者である班長（管理職）を配置することを確認した。 また、発電本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）及び班長が書けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にしていることを確認した。 なお、実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（室長又は課長）を配置し、班長が書けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は係長）を配置することを確認した。</p> |
| <p>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</p> <p>【解釈】 g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代行者を明確化する方針であること。</p> | <p>① 発電本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）及び班長が書けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にしていることを確認した。</p> <p>② 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|---|
| <p>① 指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。</p> <p>② 指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p> | <p>例えば、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない可能性を考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることを確認した。</p> <p>時間外、休日（夜間）においては、指揮を執る原子力防災管理者の代行者として副原子力防災管理者が初動の指揮を執ることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p><補足説明資料：別冊1. 具体的対応の共通事項 2. 大規模損壊発生時の体制について></p> |
| <p>8. 発電所内外への情報提供</p> <p>【解釈】</p> <p>i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>① 原子炉施設の状態及び大規模損壊対応の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星携帯電話及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であることを確認。</p> <p>② 発電所の実施組織がプレス対応に追われることなく、事故対応に専念できる体制となっていることを確認。</p> | <p>① ②</p> <p>支援組織は、原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店緊急時対策本部（以下「本店対策本部」という。）等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛生電話（携帯）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備することを確認した。</p> <p>また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施することにより、発電所対策本部が事故対応に専念でき、また、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備することを確認した。</p> |
| <p>9. プルーム放出時における対応について</p> <p>① プルーム放出時について、最低限必要な要員を確保し、プルーム通過後に活動を再開する体制を整備する方針であることを確認する。</p> | <p>①</p> <p>プルーム放出時には、最低限必要な要員は緊急時対策所にとどまり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は、本発電所外へ一時避難し、その後、交代要員として本発電所へ再度非常召集することを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p><補足説明資料：別冊1. 具体的対応の共通事項 5. プルーム放出時における屋内避難と屋外避難の判断基準について></p> |

b. 対応拠点

| 審査の視点 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|--|
| <p>10. 実効的に活動するための設備等の整備</p> <p>【解釈】</p> <p>h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> | <p>①</p> <p>大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備するとしていることを確認した。</p> <p>②</p> <p>大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む緊急時対策本部要員等が活動を行うに当たっての拠点は、緊急時対策所を基本とする。</p> |

| | |
|--|---|
| <p>① 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 拠点が機能喪失する場合を想定し、代替可能なスペースも状況に応じて活用する方針であることを確認する。</p> <p>③ 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④ 夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p> | <p>また、運転員（当直員）の拠点については、中央制御室等が機能している場合は中央制御室とする。なお、緊急時対策所以外にも代替可能なスペースも状況に応じて活用することを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する設備等と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④ 重大事故等対策で整備する設備等と同様の方針であることを確認した。</p> |
|--|---|

c. 外部支援

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|--|
| <p>11. 外部からの支援体制の整備</p> <p>【解釈】 j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> <p>① 発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置するとしていることを確認する。その際、発電所外部に設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する。</p> <p>② 発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p> <p>③ 支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④ 他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置するとしていることを確認する。</p> | <p>① 大規模損壊発生時における本発電所外部からの支援体制として、本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備することを確認した。 上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④ 他原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援を受けられるよう体制を整備することを確認した。 上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部支援体制と同様の方針であることを確認した。 <添付十：5.1.4(3)体制の整備></p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|--|--|
| <p>12. 外部支援の体制</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。</p> <p>また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。</p> <p>さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>① 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認する。</p> <p>② プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であることを確認する。</p> <p>③ 発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認する。</p> | <p><添付十：5.1.2.2(5)大規模損壊発生時の支援体制の確立></p> <p>① 重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカー及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を構築することを確認した。 上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p> |

2. 1. 3 設備・資機材の整備

(1) 可搬型重大事故等対処設備の整備

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|---|--|
| <p>1. 可搬型重大事故等対処設備の配備の方針</p> <p>可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失しないことがない場所に保管することを確認。</p> | <p>大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、a. 及び b. の事項を考慮して整備することを確認した。</p> <p>①②③ a. 可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管することを確認した。 具体的な外部事象は以下のとおり。</p> <p>(地震) 可搬型重大事故等対処設備は、地震により常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、基準地震</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|---|---|
| <p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>（第43条解釈） 7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p> | <p>動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管することを確認した。</p> <p>（津波） 可搬型重大事故等対処設備は、津波により常設重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高台に保管することを確認した。</p> <p>（竜巻） 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、竜巻により常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、位置的分散を図り複数箇所い保管することを確認した。</p> <p>（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響） 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう原子炉周辺建屋及び制御建屋から100mの離隔距離をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して保管することを確認した。</p> |
| <p>① 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを確認。</p> <p>② 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを確認。</p> <p>③ 「可搬型重大事故等対処設備の保管場所」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する要因として、保管時の環境条件（保管場所を踏まえた自然現象などによる影響）並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p> <p>④ 複数の可搬型重大事故等対処設備が大規模な自然災害（竜巻）及び大型航空機の衝突その他テロリズムの共通要因によって同時に機能喪失しないよう、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に</p> | <p>④ b. 同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して、複数箇所に分散して配置することを確認した。</p> <p>原子炉補助建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設けることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|--|
| <p>確保することを確認。</p> | |
| <p>2. アクセスルートの確保</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> </div> <p>（基本的な考え方）</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>※ 確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなされていることに留意する。</p> <p>② アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機による衝突を考慮するとしていることを確認する。</p> <p>③ アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p> <p>④ 大規模損壊が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤ ④の資機材は、大規模損壊による影響を受けにくい場所に保管することを確認する。</p> | <p>（※）申請者は、アクセスルートの確保について、「屋内アクセスルートの確保」と「屋外アクセスルートの確保」とに分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>① 原子炉補助建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設けることを確認した。</p> <p>② 原子炉補助建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設けることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：別冊1. 具体的対応の共通事項 4. 大規模損壊に対処するための可搬型重大事故等対処設備等の屋外保管エリア及び可搬型対処設備運搬ルートについて></p> <p>③ 重大事故等対策のアクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④ 重大事故等対策のアクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>⑤ 地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管することを確認した。 なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果 (大飯3, 4号炉) |
|---|---|
| <p>(1) 屋外アクセスルートの確保</p> <p>① 屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>② 屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するとしているか確認する。</p> <p>③ 屋外アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突による影響を想定し、複数のアクセスルートを確保するとしているか確認する。</p> <p>④ アクセスルート上における被害想定 (斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、段差、溢水、火災等) を明確にし、車両の通行を考慮した補強、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p> | <p>① 重大事故等対策の屋外アクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：添付資料 1.0.2 大飯3号炉及び4号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて></p> <p>③ 具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：添付資料 1.0.2 大飯3号炉及び4号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて></p> <p>④ 具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：添付資料 1.0.2 大飯3号炉及び4号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて></p> |
| <p>(2) 屋内アクセスルートの確保</p> <p>① 重大事故発生時における屋内アクセスルートの確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備の運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>② 地震による転倒、地震による内部溢水 (溢水の汚染を含む)、地震による内部火災等、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートの確保にあたり、大規模損壊対応の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定 (火災、放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等) を明確にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p> | <p>① 重大事故等対策の屋内アクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：添付資料 1.0.2 大飯3号炉及び4号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて></p> <p>③ 火災の被害想定に関する具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 <補足説明資料：添付資料 1.0.2 大飯3号炉及び4号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて></p> |

（2） 資機材の配備

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|--|
| <p>1. 資機材の配備</p> <p>資機材について、重大事故等発生時に整備する資機材を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生を想定して必要となる追加的な資機材を配備することを確認する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> </div> <p>① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p> <p>③ 予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器。）を確保する方針であることを確認する。予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器、高線量の環境下を想定した防護服等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p> <p>④ 高線量の環境下において対応を行うために必要な資機材を配備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤ 大規模な火災発生時に消火活動を実施するために必要な資機材を配備する方針であることを確認する。</p> | <p>① 大規模損壊では、重要安全施設等の取替えは行わないため該当なし。</p> <p>② 重大事故等対策の資機材の配備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策の資機材の配備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④ 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等（事故対応するために着用するマスク、個人線量計含む）の必要な資機材を配備することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保していることが示されている。</p> <p>補足説明資料において、着用するマスク、個人線量計の保管場所及び保管数量が示されている。</p> <p><補足説明資料：添付資料 2.1.10 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について></p> <p><補足説明資料：添付資料 2.1.12 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について></p> <p>⑤ 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火剤等の資機材及び消防設備を配備することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、消火薬剤等の資機材には、空気呼吸器を含めて示されている。</p> <p>着用する防護具、消火薬剤、空気呼吸器の保管場所及び保管数量が示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p><補足説明資料：別冊 1. 具体的対応の共通事項 3. 火災の想定と消火活動について></p> <p>⑥ 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、本発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数配備することを確認した。</p> <p>多様な通信手段とは、携帯型通話装置、トランシーバー、衛星電話（携帯）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備であることを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 2.1.10 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について></p> <p>⑦ 消火活動専用の通信連絡設備を配備することを確認した。</p> <p>消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置を配備することを確認した。</p> |

| 審査の視点及び確認事項 | 確認結果（大飯3，4号炉） |
|--|---|
| <p>⑥ 通常の通信手段が使用不可能な場合を想定し、指揮者と現場間、発電所外との連絡に必要な通信連絡設備を複数配備する方針であることを確認する。</p> <p>⑦ 消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置を配備する方針であることを確認する。</p> | <p><補足説明資料：添付資料 2.1.10 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について></p> |
| <p>2. 予備品等の保管場所</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>① 予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であることを確認。</p> <p>② 予備品等を、大型航空機の衝突による影響を受けないう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔した場所に位置的分散を考慮して保管する方針であることを確認。</p> | <p>① 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備していることを確認した。また、そのような状況においても使用を期待できるよう原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備することを確認した。</p> <p>② 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材は、大規模損壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉周辺建屋及び制御建屋から 100m 以上離隔をとった場所に配備することを確認した。</p> <p><補足説明資料：添付資料 2.1.10 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について></p> |
| <p>3. 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>① 設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、アクセスルート（屋外、屋内）について、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認。</p> | <p>① 重大事故等対策の予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保と同様の方針であることを確認した。</p> |