

高浜発電所 1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項

平成29年2月24日時点

原子力規制部 新基準適合性審査チーム

- ・本資料は、原子力規制部新基準適合性審査チームが、適合性審査に係る審査会合等において確認した事項及びその結果としての各事項に対応する事業者の申請内容を整理したものである。
- ・本資料は審査結果をまとめるための中間的な成果物であることから、原子力規制委員会としての最終的な審査結果については、「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号及び4号発電用原子炉施設の変更）の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定する許可の基準への適合について」及びその添付の「関西電力株式会社高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査」(<http://www.nsr.go.jp/data/000147820.pdf>)を参照のこと。
- ・補足説明資料とは、発電用原子炉設置変更許可申請書及びその添付資料を補足したものである。
- ・本資料については、随時、改訂があり得る。

内容

<発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力>

1. 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

<設計基準対象施設関連>

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

<設計基準対象施設及び重大事故等対処施設関連>

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

<重大事故等対処施設関連>

（有効性評価関連）

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

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

有効性評価付録1 確率論的リスク評価（PRA）

有効性評価付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

有効性評価付録3 有効性評価で使用した解析コード

（技術的能力関連）

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

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

(設備関連) ※ 一部設計基準対象施設関連を含む

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

凡例

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

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力）

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

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

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

発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

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

まえがき

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

1. 組織

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

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(ii) 運転及び保守について、本店と発電所の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>① 本店及び発電所で実施する業務内容の役割分担の方針を確認。</p> <p>② 自然災害及び重大事故等の非常事態に対応する組織について、「発電用原子炉設置者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」のうち「1.0共通事項」における体制の整備と同様の組織であることを確認。（組織の妥当性については、「1.0共通事項」において確認。）</p> <p>③ ②の組織について、本店と発電所の役割分担の方針を確認。</p>	<p>(ii)</p> <p>① 運転及び保守の業務は、高浜発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）で定めた業務所掌に基づき実施するとしていることを確認した。 運転及び保守の業務は、本発電所の担当課において実施するとしていることを確認した。 本変更に係る運転及び保守の業務は、既存の原子力関係組織（第1図：原子力関係組織）にて実施することを確認した。 高浜発電所の担当課は、第一発電室、第二発電室、原子燃料課、放射線管理課、保全計画課、電気保修課、計装保修課、原子炉保修課、タービン保修課、土木建築課、電気工事グループ、機械工事グループ及び土木建築工事グループであることを確認した。 補足説明資料において、保安規定により、高浜発電所の担当課の業務所掌が示されている。</p> <p>② 自然災害及び重大事故等の非常事態に際しては、本発電所に設置する防災組織及び原子力防災組織により、運転及び保守の業務を実施するとしていることを確認した。 原子力防災組織は、発電所長を本部長として防災組織及び原子力防災組織を構築し対応することを確認した。また、「第2図：原子力防災組織」により、この原子力防災組織は、「発電用原子炉設置者に重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」のうち「1.0共通事項」の体制で整備する「原子力防災組織」であることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業者防災業務計画により、原子力防災組織の具体的な業務内容が示されている。</p> <p>③ これらの組織は、本店に設置する原子力防災組織とも連携するとしていることを確認した。 補足説明資料において、原子力災害への移行時には、本店の原子力防災組織と連携し、外部からの支援を受けることが示されている。</p>
	<p>(iii) 保安規定に基づき設置されている委員会について、本店と発電所の役割分担が明確になっていることを確認する。</p>	<p>(iii)</p> <p>保安規定等の法令上の手続きを要するものについては、本店の原子力発電安全委員会において審議し、本発電所で使用する手順については、本発電所の原子力発電安全運営委員会において審議するとしていることを確認した。 補足説明資料において、社内規定により、原子力発電安全委員会とは、原子力安全部門統括を委員長として、各発電所長及び各発電所の原子炉主任技術者に加えて、委員長が指名した者から構成されており、審議事項が高浜発電所に連携される仕組みであることが示されている。 原子力発電安全運営委員会とは、発電所長を委員長として、原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、品質保証室長、安全・防災室長、所長室長、技術課長、原子燃料課長、放射線管理課長、第一発電室長、保全計画課長、土木建築工事グループ課長に加えて、委員長が指名した者で構成されており、審議事項が本店と連携される仕組みである。 原子力発電安全委員会及び原子力発電安全運営委員会の開催実績が示されている。（参照：原子力発電所安全委員会（平成26年度）、原子力発電安全運営委員会の開催実績（平成26年度））</p>
	<p>(IV) 品質保証に係る委員会については、「(4) 品質保証活動の体制」で確認する。</p>	<p>—</p>

2. 技術者の確保

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>指針2. 設計及び工事に係る技術者の確保 事業者において、設計及び工事を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていること。</p> <p><解説> 指針2. 設計及び工事に係る技術者の確保 1) 「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。 2) 「確保されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて確保する方針が適切に示されている場合を含む。</p>	<p>(i) 設計及び工事について、本店の原子力関連部門及び発電所において必要な技術者及び有資格者である技術者を確保する（している）ことを確認する。</p> <p>① 原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者等の資格を有する技術者について、必要な人数を確保する（している）ことを確認。</p>	<p>(i)</p> <p>① 原子力関連部門及び本発電所においては、設計及び工事に必要な技術者の人数を確保するとともに、原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者等の資格を有する技術者を確保するとしていることを確認した。</p> <p>原子力関連部門は、原子力事業本部の原子力企画部門、原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門及び原子燃料部門であることを確認した。 平成27年8月1日現在の原子力事業本部及び高浜発電所の技術者の人数が903名であり、うち高浜発電所の技術者の人数は430名であることを確認した。 また、平成27年8月1日現在の有資格者の人数は、以下のとおりであり、そのうち高浜発電所における有資格者の人数は括弧書きであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉主任技術者：52名（8名） ・第一種放射線取扱主任者：78名（13名） ・第一種ボイラー・タービン主任技術者：7名（5名） ・第一種電気主任技術者：6名（2名） ・運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者：17名（16名） <p>さらに、「第1表 原子力事業本部、高浜発電所及び土木建築室の技術者及び有資格者の人数」により、技術者及び有資格者の人数について、原子力事業本部の各部門、土木建築室及び高浜発電所ごとに人数が示されていることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業本部の各部門、高浜発電所及び土木建築室の技術者数の推移実績が示されている。（参照：全社と原子力部門の採用人数、有資格者の人数の推移（至近5ヶ年））</p>
<p>指針6. 運転及び保守に係る技術者の確保 事業者において、運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されているか、又は確保する方針が適切に示されていること。</p> <p><解説> 指針6. 運転及び保守に係る技術者の確保 「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。</p>	<p>② 重大事故等対応の工事件数に対して必要な人数の技術者を配置する（している）ことを実績により確認。</p> <p>③ 技術者の採用、教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施する方針であることを確認。（教育及び訓練については、「5. 技術者に対する教育・訓練」で確認。）</p> <p>④ 原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者の資格を有する技術者について、今後の資格取得方針が示されていることを確認。</p>	<p>② 設計及び工事に必要な技術者は、業務の各工程において必要な人数を配置するとしていることを確認した。 現在、確保している技術者数で本変更に係る運転及び保守の対応が可能であることを確認した。 補足説明資料において、重大事故等対応に係る設計及び工事の進捗による技術者数の確保実績が示されている。（参照：「重大事故等対応に係る工事件数と工事管理者数」）</p> <p>③ 必要な技術者については、採用、教育及び訓練を行うことにより、今後とも継続的に確保する方針とするとしていることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業本部の各部門及び高浜発電所の技術者は同程度の人数を継続して確保していることが示されている。また、原子力関連部門及び高浜発電所の採用人数の推移が示されている。（参照：「全社と原子力部門の採用人数について」） なお、技術者に対する教育及び訓練は、「5. 技術者に対する教育・訓練」の(i)①～⑤で確認を行った。</p> <p>④ 必要な有資格者を継続的に確保し、配置する方針としていることを確認した。</p>

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(ii) 運転及び保守について、発電所において必要な技術者及び有資格者である技術者を確保する（している）ことを確認する。</p> <p>① 原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者及び運転責任者の資格を有する技術者について、必要な人数を確保する（している）ことを確認。</p> <p>② 業務を実施するために必要な人数を配置する。</p> <p>③ 自然災害及び重大事故等の対応に必要なとなる資格を有する技術者を確保する（している）ことを確認。</p> <p>④ 技術者の採用、教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施する方針であることを確認。（教育及び訓練については、「5. 技術者に対する教育・訓練」で確認。）</p>	<p>(ii)</p> <p>① 原子力関連部門及び高浜発電所においては、運転及び保守に必要な技術者の人数を確保するとともに、原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者等の資格を有する技術者を確保するとしていることを確認した。</p> <p>原子力関連部門は、原子力事業本部の原子力企画部門、原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門及び原子燃料部門であることを確認した。 平成27年8月1日現在の原子力事業本部及び高浜発電所の技術者の人数が903名であり、うち高浜発電所の技術者の人数は430名であることを確認した。 また、平成27年8月1日現在の有資格者の人数は、以下のとおりであり、そのうち高浜発電所における有資格者の人数は括弧書きであることを確認した。 ・原子炉主任技術者：52名（8名） ・第一種放射線取扱主任者：78名（13名） ・第一種ボイラー・タービン主任技術者：7名（5名） ・第一種電気主任技術者：6名（2名） ・運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者：17名（16名） さらに、「第1表 原子力事業本部、高浜発電所及び土木建築室の技術者及び有資格者の人数」により、技術者及び有資格者の人数について、原子力事業本部の各部門、土木建築室及び高浜発電所ごとに人数が示されていることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業本部の各部門、高浜発電所及び土木建築室の技術者数の推移実績が示されている。（参照：全社と原子力部門の採用人数、有資格者の人数の推移（至近5ヶ年））</p> <p>② 運転及び保守に必要な技術者及び有資格者である技術者についても、業務を実施するために必要な人数を配置するとしていることを確認した。 現在、確保している技術者数で本変更に係る運転及び保守の対応が可能であることを確認した。</p> <p>③ 本発電所では、自然災害及び重大事故等の対応に必要な大型重機等を運転する資格を有する技術者を確保するとしていることを確認した。 補足説明資料において、大型重機等には、大型特殊、自動車・車両系建設機械、小型移動式クレーン、危険物取扱者、大型自動車・けん引、フォークリフト、が含まれることが示されている。また、上記の資格を有する技術者数が示されている。（参照：高浜発電所における設計基準を超える重大事故等対応に関する有資格者（平成27年9月1日現在））</p> <p>④ 必要な技術者については、採用、教育及び訓練を行うことにより、今後とも継続的に確保する方針とするとしていることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業本部の各部門及び高浜発電所の採用人数の推移が示されている。（参照：「全社と原子力部門の採用人数」）なお、技術者に対する教育及び訓練は、「5. 技術者に対する教育・訓練」の（i）①～⑤で示されている内容と同様である。</p>

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	⑤ 原子炉主任技術者、放射線取扱主任者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者及び運転責任者の資格を有する技術者について、今後の資格取得方針や計画が示されていることを確認。	⑤ 必要な有資格者を継続的に確保し、配置する方針としていることを確認した。

3. 経験

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>指針3. 設計及び工事の経験</p> <p>事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事の経験が十分に具備されていること。</p> <p><解説> 指針3. 設計及び工事の経験 「経験が十分に具備されていること」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されているか、又は設計及び工事の進捗に合わせて獲得する方針が適切に示されていることを含む。</p>	<p>(i) 設計及び工事について、自社発電所及び国内外の関連施設の建設及び改造の経験が十分に具備されているか確認する。</p> <p>① 自社発電所の建設及び改造を通じた経験を有する（している）ことを確認。</p>	<p>(i)</p> <p>① 本発電所4基、美浜発電所3基及び大飯発電所4基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験を有する」としていることを確認した。 関西電力は、営業運転開始以来、計11基の原子力発電所を約44年近く運転を行っており、運転及び保守について経験を有していることを確認した。また、設計及び工事の経験として、平成16年には1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用の使用済燃料輸送容器保管建屋の設置、平成19年には4号炉、平成20年には3号炉の原子炉容器上部ふた取替え等の工事を順次実施していることから経験を有していることを確認した。</p>
<p>指針7. 運転及び保守の経験</p> <p>事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の運転及び保守の経験が十分に具備されているか、又は経験を獲得する方針が適切に示されていること。</p> <p><解説> 指針7. 運転及び保守の経験 「経験が十分に具備されている」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されていることを含む。</p>	<p>② アクシデントマネジメント対策、緊急安全対策等を通じた経験を有する（している）ことを確認。</p> <p>③ 国内外への関連施設に対する技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、経験を蓄積する（している）ことを確認。</p> <p>④ ③について、今後とも継続的に実施し、経験を蓄積する方針であることを確認。</p>	<p>② <u>アクシデントマネジメント対策である代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水を可能とするための設備改造を実施した経験を有していることに加えて、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策である空冷式非常用発電装置、電源車、消防ポンプ等の配備を通じた設計及び工事の経験を有する」としていることを確認した。</u> 補足説明資料において、アクシデントマネジメント対策及び緊急時安全対策以外に新規制基準の施行を踏まえ、自然災害等対策及び重大事故等対策に関して進めている設備改造工事の内容が示されている。</p> <p>③ <u>国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用並びに3号炉及び4号炉の重大事故等に対する対策や訓練等の実施により、設計及び工事の経験を蓄積する」としていることを確認した。</u> 関西電力は、昭和29年以来、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣していることを確認した。 補足説明資料において、国内外の原子力関係諸施設について、国内は、株式会社原子力発電訓練センター、海外は電力事業者に派遣しており、実績が示されている。（参照：過去4年間の海外派遣者実績、安全性向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績）また、トラブル対応に関する情報の収集及び活用について、入手した情報は全て社内のシステムに登録し、社内規定に基づき、スクリーニング、予防処置の要否並びに処理内容の審議及び実施状況の報告をしていることが示されている。</p> <p>④ <u>今後ともこれらを適切に継続する方針」としていることを確認した。</u> トラブルに関する経験や知識を継続的に積み上げていることを確認した。 補足説明資料において、今後も国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用を実施することが示されている。</p>

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(ii) 運転及び保守について、自社発電所及び国内外の関連施設における経験が十分に具備されているか確認する。</p> <p>① 自社発電所を通じた運転及び保守の経験を有する（している）ことを確認。</p> <p>② アクシデントマネジメント対策、緊急安全対策等を通じた経験を有する（している）ことを確認。</p> <p>③ 国内外への関連施設に対する技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用により、経験を蓄積する（している）ことを確認。</p> <p>④ ③について、今後とも継続的に実施し、経験を蓄積する方針であることを確認。</p>	<p>(ii)</p> <p>① 本発電所4基、美浜発電所3基及び大飯発電所4基の約44年にわたる運転及び保守の経験を有していることを確認した。 関西電力は、営業運転開始以来、計11基の原子力発電所において約44年近く運転を行っており、運転及び保守について経験を有していることを確認した。</p> <p>② アクシデントマネジメント対策である代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水を可能とするための設備改造を実施した経験を有していることに加えて、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策である空冷式非常用発電装置、電源車、消防ポンプ等の設備を通じた運転及び保守の経験を有していることを確認した。 上記に係る運転、保守に関する社内規定の改正対応や習熟訓練による運転の知識、技能の向上を図るとともに、工事と保守経験を継続的に積み上げていることを確認した。</p> <p>③ 国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用並びに3号炉及び4号炉の重大事故等に対する対策や訓練等の実施により、運転及び保守の経験を蓄積していることを確認した。 関西電力は、昭和29年以来、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣していることを確認した。 補足説明資料において、国内外の原子力関係諸施設について、国内は株式会社原子力発電訓練センター、海外は電力事業者へ派遣している実績が示されている。（参照：過去4年間の海外派遣者実績、安全性向上対策設備を反映したシミュレータ訓練の実績）また、トラブル対応に関する情報の収集及び活用について、入手した情報は全て社内システムに登録し、社内規定に基づき、スクリーニング、予防処置の要否並びに処理内容の審議及び実施状況の報告をしていることが示されている。</p> <p>④ 今後ともこれらを適切に継続する方針としていることを確認した。 トラブルに関する経験や知識を継続的に積み上げていることを確認した。 補足説明資料において、今後も国内外の関連施設への技術者の派遣並びにトラブル対応に関する情報の収集及び活用を実施することが示されている。</p>

4. 品質保証活動体制

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>指針4. 設計及び工事に係る品質保証活動 事業者において、設計及び工事を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること。</p> <p><解説> 指針4. 設計及び工事に係る品質保証活動 1) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。 2) 「品質保証活動」には、設計及び工事における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。 3) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。</p>	<p>(i) 設計及び工事並びに運転及び保守について、業務における品質保証活動は、社内規定を定めた上で、その社内規定（品質マニュアル）の下で品質保証活動に関する仕組み及び役割を明確化した体制を構築する（している）ことを確認する。</p> <p>① 品質保証活動の実施に当たっては、品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に基づいて、社内規定（品質マニュアル）を定める（定めている）ことを確認。</p> <p>② 実務部門及び本発電所並びに監査部門においては、社内規定に基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める（定めている）ことを確認。</p>	<p>(i)</p> <p>① 品質保証活動の実施に当たっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成するための活動並びに関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを構築するため「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第8号）（以下、「品証技術基準」という。）」に基づいて品質マニュアルを定めることを確認した。 品証技術基準の施行を踏まえ、追加された安全文化を熟成するための活動、関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動等を品質保証計画に反映していることを確認した。</p> <p>② 本店各部門及び本発電所並びに監査部門である本店の経営監査室においては、品質マニュアルに基づき、手順及び記録に関する文書体系を定めることを確認した。 本店各部門は、原子力安全部門、原子力発電部門、原子力技術部門、原子燃料部門及び土木建築室であることを確認した。 品質保証計画に基づく文書体系が「第3図原子力発電所品質保証文書体系」であることを確認した。 補足説明資料において、保安規定により品質マニュアルが最上位の文書であり、制定者と内容が示されている。（参照：原子力発電の安全に係る品質保証規程）</p>
<p>指針8. 運転及び保守に係る品質保証活動 事業者において、運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。</p> <p><解説> 指針8. 運転及び保守に係る品質保証活動 1) 「品質保証活動」には、運転及び保守における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。 2) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。</p>	<p>③ 社長が、社内規定（品質マニュアル）に基づく方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する（していること）を確認。</p> <p>④ 実施部門の管理責任者の下、実施部門の長及び発電所長は、上記の方針に基づき実施部門における品質保証活動に関する計画を策定、実施、評価及び改善を行う（行っている）ことを確認。</p> <p>⑤ 監査部門の管理責任者は、実施部門の長及び発電所長とは独立した立場で監査を実施する（している）ことを確認。</p> <p>⑥ 社長は、実施部門の管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況を踏まえた改善の必要性についてマネジ</p>	<p>③ 社長は、品質マニュアルに基づく方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する」としていることを確認した。 補足説明資料において、品質方針を組織内に周知する方法（イントラネット掲載、カードの配布等）が示されている。（参照：品質方針の周知方法）</p> <p>④ 実施部門の管理責任者である原子力事業本部長の下、本店各室長、各部門統括及び発電所長は、同方針に基づき各部門における品質保証活動に関する計画を策定、実施、評価及び改善する」としていることを確認した。 補足説明資料において、原子力事業本部長が、品質方針及び具体的な活動方針に各業務を主管する組織の長に示し、品質目標を含めた年度業務計画を策定させ、この業務計画に基づき品質保証活動を実施することが示されている。</p> <p>⑤ 監査部門の管理責任者である経営監査室長は、実施部門とは独立した立場で監査を実施する」としていることを確認した。 補足説明資料において、社内規定により、独立した立場で内部監査の実施をできることが示されている。（参照：原子力部門における内部監査通達）</p> <p>⑥ 社長は、管理責任者から品質保証活動に関する報告を受け、その実施状況を踏まえた改善の必要性についてマネジメントレビューを行う」としていることを確認した。 補足説明資料において、社内規定によりマネジメントレビューの業務フローが示されている。（品質保</p>

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

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>① 品質保証に係る委員会について、本店と発電所の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>② 品質保証に係る委員会について、保安規定や社内規定を改定する場合の審議結果の業務への反映方法が示されていることを確認。</p>	<p>① 品質マネジメントシステムの有効性を維持あるいは向上させるために、実施部門に共通する活動については本店の品質保証会議において審議し、一方、本発電所において実施する活動は原子力発電安全運営委員会において審議するとしていることを確認した。 本店の品質保証会議の役割は、経営監査室を除く「第1図 原子力関係組織」の品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることをレビューすることであることを確認した。 また、高浜発電所の発電所レビューの役割は、高浜発電所の品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることのレビューをすることであることを確認した。 補足説明資料において、品質保証会議とは、原子力事業本部長を委員長として、マネジメントレビューに係る品質保証活動及び品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換を行い、品質マネジメントシステムをレビューすることを目的とされている。また、原子力発電安全運営委員会とは、高浜発電所長を委員長として、原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、品質保証室長、安全・防災室長、所長室長、技術課長、原子燃料課長、放射線管理課長、発電室長及び保全計画課長から構成されていることが示されている。</p> <p>② それぞれ（本店の原子力発電安全委員会及び原子力発電安全運営委員会）の審議結果を業務へ反映するとしていることを確認した。 本店の品質保証会議のレビュー結果により、保安規定や社内規定を改正する必要がある場合には、本店の原子力発電安全委員会、高浜発電所は原子力発電安全運営委員会を開催し、その内容を審議し、審議結果は、業務へ反映させることを確認した。 補足説明資料において、原子力発電安全委員会及び原子力発電安全運営委員会の開催実績が示されている。（参照：原子力発電安全委員会（平成26年度）、原子力発電安全運営委員会の開催実績（平成26年度））</p>

5. 技術者に対する教育・訓練

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>指針9. 技術者に対する教育・訓練</p> <p>事業者において、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていること。</p>	<p>(i) 技術者に対して、専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、教育訓練に関する基準を策定した上で必要な教育及び訓練を実施する（している）ことを確認する。</p> <p>① 新たに配属された技術者に対して、原子力発電の基礎知識の習得を図るための教育及び訓練を実施する（している）ことを確認。</p> <p>② 技術者に対して、専門知識、技術及び技能の習得を図るため、発電所内の訓練施設や国内の原子力関係機関において、能力に応じた教育及び訓練を実施する（している）ことを確認。</p> <p>③ 専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する（している）ことを確認。</p> <p>④ 自然災害対応や重大事故等対応等の役割に応じて、教育及び訓練を実施する（している）ことを確認する。</p> <p>⑤ 今後も、教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施する方針であることを確認。</p>	<p>(i)</p> <p>① 新たに配属された技術者に対しては、原子力発電の基礎知識の習得を図るため、現場教育及び訓練を実施するとしていることを確認した。 これらの現場教育及び訓練は、関西電力の能力開発センター、原子力研修センター及び高浜発電所において実施することを確認した。 補足説明資料において、現場教育及び訓練の内容が示されている。また、現場教育及び訓練の実績が示されている。（参照：「高浜発電所および原子力事業本部の教育計画/実績（平成26年度）」）</p> <p>② 設計及び工事並びに運転及び保守に従事する技術者に対しては、専門知識、技術及び技能の習得を図るため、能力開発センター及び原子力運転サポートセンターに加え、日本原子力発電株式会社等の国内の原子力関係機関において能力に応じた机上教育及び実技訓練を実施するとしていることを確認した。 補足説明資料において、机上教育及び実技訓練は、社内規定により、対象者の業務内容及び習熟度に応じた項目及びコースの設定（初級、中級、上級コース並びに基礎、習熟コース）を行うことにより、能力の応じたものであることが示されている。また、これらの机上教育及び実技訓練の内容及び実績が示されている。（参照：「原子力事業本部および高浜発電所1，2号炉における各年度の社外教育・訓練受講者数」）</p> <p>③ 教育・訓練は、専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施するとしていることを確認した。 実施計画の策定は、保安規定に基づくものであることを確認した。 補足説明資料において、実施計画は以下であることが示されている。 ・社内規定により、技術及び技能に応じたコース設定及び職位の区分を設定することにより、能力に応じた教育及び訓練を実施すること。 ・必要な技術的能力の維持向上を図るため技量認定制度を設けていることが示されている。 また、社内規定により教育及び訓練の内容が示されている。さらに、教育及び訓練の実績が示されている。（参照：「高浜発電所保安教育実施計画/実績（平成26年度）」）</p> <p>④ 自然災害及び重大事故等に対応する技術者に対しては、各役割に応じて必要な教育及び訓練を実施するとしていることを確認した。 補足説明資料において、教育及び訓練の内容が示されている。また、教育及び訓練の実績が示されている。（参照：「高浜発電所1，2号炉における重大事故等対応に対する訓練実績（平成25・26年度）」）</p> <p>⑤ 今後とも教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施するとしていることを確認した。 本変更に係る業務に従事する技術者に対しては、各役割に応じた自然災害発生時、重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、計画的かつ継続的に教育及び訓練を実施することを確認した。 補足説明資料において、社内規定により、計画的かつ継続的に教育及び訓練を実施していくことが示されている。</p>

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針/解説	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(ii) 事務系社員及び協力会社社員に対して、自然災害対応や重大事故等対応等の役割に応じて、教育及び訓練を実施していることを確認する。</p> <p>① 専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する（している）ことを確認。</p> <p>② 自然災害対応や重大事故等対応等の役割に応じて、教育及び訓練を実施する（している）ことを確認する。</p> <p>③ 今後も、教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施する方針であることを確認。</p>	<p>(ii)</p> <p>① <u>教育・訓練は、専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する</u>としていることを確認した。 実施計画の策定は、保安規定に基づくものであることを確認した。 補足説明資料において、協力会社社員に対する実施計画は以下であることが示されている。 ・社内規定により、技術及び技能に応じたコース設定及び職位の区分を設定することにより、能力に応じた教育及び訓練を実施すること。 ・必要な技術的能力の維持向上を図るため技量認定制度を設けていることが示されている。 また、社内規定により教育及び訓練の内容が示されている。さらに、教育及び訓練の実績が示されている。（参照：「高浜発電所 保安教育実施計画／実績表（平成26年度）」）</p> <p>② <u>自然災害及び重大事故等に対応する事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じて必要な教育及び訓練を実施する</u>としていることを確認した。 補足説明資料において、教育及び訓練の内容が示されている。なお、事務系社員に対しては、原子力防災組織における要員の一部分であることから、必要な知識、技量を教育により習得、維持するため、保安教育を実施していることが示されている。さらに、教育及び訓練の実績が示されている。（参照：「高浜発電所1，2号炉における重大事故等対応に対する訓練実績（平成25・26年度）」）</p> <p>③ <u>今後とも教育及び訓練を計画的かつ継続的に実施する</u>としていることを確認した。（※）「2. 技術者の確保」から引用 本変更に係る業務に従事する事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じた自然災害発生時、重大事故等発生時の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、計画的かつ継続的に教育及び訓練を実施することを確認した。 補足説明資料において、社内規定により、計画的かつ継続的に教育及び訓練を実施していくことが示されている。</p>

6. 原子炉主任技術者等の選任・配置

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

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（外部からの衝撃による損傷の防止（その他自然現象等）（第6条））

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

（外部からの衝撃による損傷の防止）

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

- 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。
- 3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

- 1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。
 - 2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。
 - 3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。
 - 4 第2項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）の「V. 2.（2）自然現象に対する設計上の考慮」に示されるものとする。
 - 5 第2項に規定する「大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考にして、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。
 - 6 第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。
 - 7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。
 - 8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダム の崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。
- なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。

外部からの衝撃による損傷の防止（第6条）

1. 設計基準上考慮すべき事象の抽出及び当該事象に対する設計方針	6 その他-2
(1) 自然現象	6 その他-2
(2) 人為事象	6 その他-7
2. 自然現象の組合せ	6 その他-10
3. 大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象に対する重要安全施設への考慮	6 その他-14

1. 設計基準上考慮すべき事象の抽出及び当該事象に対する設計方針

(1) 自然現象

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p>	<p>自然災害や自然現象の知見・情報を広く収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に加え、当該自然現象に関連して発生する可能性がある自然現象も含めて抽出しているか。</p> <p>（i）設計上考慮すべき自然現象</p> <p>① 「想定される自然現象」については、自然災害や自然現象に関する国内外の基準類や文献等を基に網羅的に自然現象が収集されていることを確認。</p> <p>例：洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等</p>	<p>① 国内外の基準や文献等に基づき自然現象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る個々の自然現象として、竜巻、火山の影響、森林火災、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、高潮、洪水及び地滑りの12事象を抽出していることを確認した。</p> <p>自然現象を網羅的に抽出するために、国内外の基準等や文献(1)～(9)に基づき事象を収集し、海外の選定基準(5)も考慮の上、敷地又はその周辺の自然環境を基に、発電所敷地で想定される自然現象を選定していることを確認した。</p> <p>(1) Specific Safety Guide No. SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010</p> <p>(2) Safety Requirements No. NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003</p> <p>(3) NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983</p> <p>(4) NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991</p> <p>(5) ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009</p> <p>(6) NEI 12-06[Rev. 0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012</p> <p>(7) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」原子力規制委員会 制定：平成25年6月19日</p> <p>(8) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」原子力規制委員会 制定：平成25年6月19日</p> <p>(9) 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998年</p> <p>補足説明資料において、設計基準において想定する自然現象及び人為事象について、国内外の基準等を参考に網羅的に抽出し、発電所で考慮すべき事象を選定したことが示されている。(P6 自-別添-1,2)</p> <p>(1) 国内外の基準等から網羅的に抽出</p> <p>設計基準において想定される自然現象及び人為事象について、網羅的に抽出するために国内外の基準等を収集し、リストアップしたことが示されている。</p> <p>・資料1：Specific Safety Guide No. SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010</p> <p>・資料2：Safety Requirements No. NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003</p> <p>・資料3：NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983</p> <p>・資料4：NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991</p> <ul style="list-style-type: none"> ・資料5: ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009 ・資料6: NEI 12-06[Rev. 0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012 ・資料7: 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 ・資料8: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈 ・資料9: “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年 ・資料10: “産業災害全史”, 日外アソシエーツ, 2010年1月 ・資料11: “日本災害史事典 1868-2009”, 日外アソシエーツ, 2010年9月 ・資料12: NEI 06-12 “B. 5. b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December 2006 <p>これらの基準等に基づき抽出した自然現象に係る外部ハザードとして 53 事象及び人為事象に係る外部ハザードとして 21 事象を整理したことが示されている。(P6 自-別添-3~6)</p> <p>(2) 想定する自然事象及び人為事象の選定</p> <p>網羅的に抽出した外部ハザードについて、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象を選定するため、敷地の自然環境や敷地及び敷地周辺の状況を考慮し、海外での評価手法※を参考とした基準により事象（自然現象 12 事象、外部事象 7 事象）の選定したことが示されている。また、選定しない場合には、選定外とした理由が示されている。(P6 自-別添-9~14)</p> <p>ASME 判断基準との比較が「7. 考慮すべき事象の除外基準と ASME 判断基準との比較について」として示されている。(P6 自-別添補足-44)</p> <p>※ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”</p> <p>基準 1 当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。</p> <p>基準 2 ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。</p> <p>基準 3 当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。</p> <p>基準 4 影響が他の事象に包含される。</p> <p>基準 5 発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。</p> <p>基準 6</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。</p> <p>（基準5として選定外とした理由）（P6 自-別添-16）</p> <p>NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities” によると、隕石や人工衛星については、衝突の確率が 10^{-9} 以下と非常に小さいため、起因事象頻度は低く IPEEE の評価対象から除外する旨が記載されている。なお、本記載の基になった NUREG/CR-5042, Supplement2 によると、1 ポンド以上の隕石の年間落下数と地表の一定面積に落下する確率を面積比で概算した結果、100 ポンド以上の隕石が 10,000 平方フィートに落下する確率は 7×10^{-10}/炉年、100,000 平方フィートに落下する確率は 6×10^{-8}/炉年、隕石落下による津波の確率は 9×10^{-10}/炉年と評価されている。</p> <p>その他、IAEA の SAFETY STANDARDS SERIES No. NS-R-1, ” Safety of Nuclear Power Plants: Design” では、想定起因事象で考慮しないものとして、自然又は人為の事象であって、極めて起こりにくいもの（隕石や人工衛星の落下）を挙げている。</p> <p>なお、隕石が高浜発電所に衝突する確率については、概略計算で以下のとおり見積もられる。地球近傍の天体が地球に衝突する確率及び衝突した際の被害状況を表す尺度として、トリノスケールがあるが、2012 年現在において、NASA は、今後 100 年間に衝突が起こる可能性のある天体について、このトリノスケールのレベル1を超えるものはないとしている。このレベル1の小惑星として “2007VK184” が挙げられているが、当該惑星の衝突確率は「1750 分の1」である。そこで、隕石が地球に落ちて地上に当たる確率を $1/1750$ とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地球の表面積：510,072,000 [km²] ・高浜発電所の敷地面積：2.35 [km²] であることから、隕石が高浜発電所の敷地内に衝突する確率は概算で以下のとおりとなる。 $1/1750 \times (2.35/510,072,000) = 2.63 \times 10^{-12}$ <p>人工衛星が落下した場合については、衛星の大部分が大気圏で燃え尽き、一部破片が落下する可能性があるものの原子炉施設に影響を与えることはないものと考えられる。</p> <p>また、これらの自然現象ごとに、関連して発生する可能性がある自然現象も含めていることを確認した。</p>
	<p>原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき外部事象（設計上考慮すべき自然現象及び設計上考慮すべき人為事象）によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計するとしているか。</p> <p>（ii）設計上考慮すべき自然現象に対する設計方針</p> <p>① 想定される自然現象の影響に対して、以下の点を考慮した上で設計方針を定めていることを確認。</p>	<p>① 抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12 事象）のうち、「竜巻に対する設計方針」、「火山の影響に対する設計方針」及び「外部火災に対する設計方針」に記載したもの以外のその他自然現象（9 事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、気象データ（平均気温、降水及び積雪）の結果が「図3 平均気温の平年値比較」、「図4 年降水量の平年値比較」、「図5 最深積雪の平年値比較（統計期間：1981～2010 年、出典：気象庁HP）」として示されている。なお、気象データの統計期間の取り扱いについても記載されている。（P6 自-別添補足-48、100）</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最新の科学的・技術的知見を踏まえているか ・ 信頼性のある過去の記録を調査しているか <p>上記の考慮事項以外に、個別自然現象に対する設計方針として考慮すべき事項について例示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 風（台風）について <ul style="list-style-type: none"> ✓ 建築基準法に基づき風荷重 ✓ 関連して発生する可能性のある雷や高潮との重畳 ✓ 台風の発生に伴う飛来物の影響を評価（竜巻影響評価にて包絡される方針でもよい。） b. 降水について <ul style="list-style-type: none"> ✓ 安全施設への影響として考えられる最大の降水量 ✓ 防護対策は、溢水による評価にて包絡される方針でもよい c. 落雷について <ul style="list-style-type: none"> ✓ 避雷設備、接地網等、接地抵抗の低減や電撃に伴う構内接地系の電位分布の平坦化を図ること ✓ 安全保護回路への雷サージ抑制を図ること d. 生物学的事象について <ul style="list-style-type: none"> ✓ クラゲ等の発生や除塵装置を通過する貝等の海生生物、小動物の侵入等、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置を図ること 	<ul style="list-style-type: none"> a. 風（台風） <p>建築基準法に基づき風荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とすることを確認した。敷地付近で観測された最大瞬間風速は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947年～2012年）によれば、51.9m/s（2004年10月20日）であることを確認した。補足説明資料において、安全施設は、風荷重を建築基準法に基づき設定し、これに対し機械的強度を有することにより、安全機能を損なうことのない設計としていることが示されている。（P6 自-別添-21, 22）</p> b. 降水 <p>本発電所近隣の気象観測所で観測された日最大1時間降水量を上回る処理能力を持つ構内排水設備を設置して海域に排水する設計とすることを確認した。敷地付近で観測された日最大1時間降水量は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947年～2012年）によれば、80.2mm（1957年7月16日）である。安全施設は、森林法に基づき観測記録を上回る降雨強度86mm/hを設定し、敷地内に構内排水施設を設けて海域に排水することにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> c. 落雷 <p>建屋等に避雷設備を設置するなどの設計とすることを確認した。発電所の雷害防止対策として、建屋等に避雷設備を設け、接地網の布設による接地抵抗の低減等の対策を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> d. 生物学的事象 <p>クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却海水設備に除塵設備を設ける設計とし必要に応じて塵芥を除去することを確認した。また、除塵装置を通過する貝等の海生生物に対して、海水ストレーナや復水器細管洗浄装置により1次系冷却水クーラや復水器等への影響を防止する設計とすることを確認した。小動物の侵入に対して屋外設置の端子箱貫通部等にシールをする設計とすることを確認した。</p> <p>生物学的事象に対して、クラゲ等の海生生物の発生、小動物の侵入を考慮する。安全施設は、クラゲ等の海生生物の発生に対して、原子炉補機冷却海水設備に除塵装置を設け、また、小動物の侵入に対して、屋外装置の端子箱貫通部等にシールを行うことにより、安全機能を損なうことのない設</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>e. 凍結について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 安全施設への影響として考えられる最低気温 <p>f. 積雪について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 安全施設への影響として考えられる最大の積雪量を考慮して積雪荷重を設定すること <p>g. 高潮について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 高潮の影響を受けないよう安全施設への影響として考えられる最大の潮位 <p>h. 洪水について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 国土交通省国土政策局発行の浸水想定区域図等により、洪水の影響を受ける恐れがあるか ✓ 一方、それらに基づき洪水の影響を受ける恐れがないと評価できる場合は、その理由 <p>i. 地滑りについて</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 地震又は大雨により発生するが、第6条においては、大雨に起因する地滑りについて評価が（地震に起因する地滑りについては、第4条地震において確認） 	<p>計とする。除塵装置を通過する貝等の海生生物については、海水ストレーナや復水器細管洗浄装置により、1次系冷却水クーラや復水器等への影響を防止する。さらに、定期的に開放点検、清掃をできるように点検口等を設ける設計とする。</p> <p>補足説明資料において、除塵装置の配置・構造が示されている。(P6 自-別添補足-2)</p> <p>e. 凍結</p> <p>本発電所近隣の気象観測所で観測された最低気温を考慮し、屋外機器で凍結のおそれがあるものは保温等の凍結防止対策を行う設計とすることを確認した。</p> <p>敷地付近で観測された最低気温は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947年～2012年）によれば、-8.8℃（1977年2月16日）であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、凍結防止対策の具体例が示されている。(P6 自-別添-22, 23)</p> <p>f. 積雪</p> <p>建築基準法に基づき積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とすることを確認した。</p> <p>敷地付近で観測された積雪の深さの月最大値は、舞鶴特別地域気象観測所での観測記録（1947年～2012年）によれば、87cm（2012年2月2日）であることを確認した。</p> <p>g. 高潮</p> <p>本発電所近隣の検潮所での過去最高潮位以上の敷地高さに安全施設を設置し、高潮により影響を受けることのない設計とすることを確認した。</p> <p>舞鶴検潮所における観測記録（1969年～2011年）によれば、過去最高潮位はT.P.（東京湾平均海面）+0.93m（1998年9月22日；台風7号）である。安全施設は、敷地高さ（T.P.+3.5m以上）に設置し、高潮により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>h. 洪水</p> <p>本発電所の敷地付近には才谷川があるが、本発電所は山を挟んだ反対側に立地しているため、洪水による被害を受けないことから、設計上考慮する必要はないとしていることを確認した。</p> <p>敷地の地形及び表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることはない。</p> <p>補足説明資料において、高浜町総合防災マップから、関屋川の洪水による浸水想定区域が高浜発電所に及ばないことが示されている。(P6 自-別添-21)</p> <p>i. 地滑り</p> <p>2号炉付近において南東側の土石流危険区域に安全施設である海水ポンプがあり、土石流が流れ込むことを防止するため、堰堤を土石流危険溪流3カ所に設置する設計とすることを確認した。堰堤は、国土交通省国土技術政策総合研究所の砂防基本計画策定指針（土石流・流木編）解説により求めた土石流危険溪流の流出量に保守性を加えた計画流出量を捕捉できる設計とし、風（台風）と積</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 地滑り地形分布図（独立行政法人防災科学技術研究所発行）及び土砂災害危険箇所図（国土交通省国土政策局発行）、文献調査、空中写真判読等により、地滑りの影響を受けるおそれがある場所を特定 ✓ 地滑りの影響を受けるおそれがある場所に安全施設がある場合、地滑りに対する防護設計を確認。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 流出土砂を設備等で受け止め安全施設を防護する設計とする場合、想定される流出量を砂防基本計画策定指針（土石流・流木編）解説（国土交通省国土技術政策総合研究所）等の公的な文献により算出していることを確認 ・ 設備等により流出量が捕捉できることを確認 ・ 流出土砂の荷重と組合せを考慮すべき同時に発生する可能性のある自然現象等（風（台風）、積雪、降水）を考慮し、設備等の形状、配置により適切に組み合わせていることを確認 ✓ 地滑りの影響を受けるおそれがないと評価できる場合は、その理由 	<p>雪との荷重の組合せも考慮することを確認した。また、堰堤の健全性を確保できる堆積制限位を超える事象が発生した場合は、堆積制限位以下となるよう土砂撤去を行うこととし、堆積制限位以下にできないと判断する場合に備えて、あらかじめプラントを停止する手順を整備する等の運用上の措置を講じる」としていることを確認した。</p> <p>地すべり地形分布図（独立行政法人防災科学技術研究所発行）及び土砂災害危険箇所図（国土交通省国土政策局発行）によると、高浜発電所周辺の地滑り地形は「第 1.11.10.1 図 発電所周辺における地滑り地形分布図」に示すとおりであり、この地滑り地形の地滑りに対して、安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>高浜発電所において、土石流危険区域及び地すべり地形が複数設定されている箇所があるが、1号炉付近において、地滑り地形はなく、安全施設の安全機能に影響を及ぼすおそれはないことを確認した。</p> <p>2号炉付近において、南東側の土石流危険区域に安全施設である海水ポンプがあり、安全機能に影響を及ぼす可能性がある。このため、地滑り防護対策として、当該土石流危険区域に土石流が流れ込むことを防止するための堰堤を土石流危険渓流3箇所に設置することを確認した。</p> <p>堰堤の設計において、3箇所の渓流の計画流出量は、砂防基本計画策定指針（土石流・流木編）解説（国土交通省国土技術政策総合研究所）を用いた調査結果から算出したものに保守性を加えた容量（南側の渓流から 6,000m³、3,000m³、2,000m³）を捕捉できる設計とする。加えて、土石流発生時の土石流流体力に対し堰堤の健全性を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>また、土石流発生後、堰堤の健全性を確保できる堆積制限位以下になるように、土砂撤去を行う手順等を整備し、堆積制限位以下にできないと判断した場合にはプラントを停止する手順等を整備し、的確に実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、計画流出量の算出方法、堰堤に影響を与えるおそれのある自然現象の組合せの考え方、堰堤の構造、堆積制限位の設定の考え方が示されている（P6 自-別添補足-20、23、24、74～76、94～99）。</p> <p>また、「地滑り」とは、「土石流」、「急傾斜地の崩壊」、「地すべり※」を包含したものとして言葉を定義している。</p> <p>※「地すべり」とは、地下水などの影響により斜面の一部が動き出す現象をいう。</p>

（2）人為事象

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第六条</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせ</p>	<p>人為事象に関する知見・情報を広く収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象を抽出しているか。</p>	<p>① 国内外の基準や文献等に基づき人為事象を収集し、海外の選定基準を考慮の上、本発電所の敷地及び敷地周辺の状況を基に、安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象として、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下等）及びダム崩壊の7事象を抽出していることを確認した。</p> <p>外部ハザードの抽出にあたっては、「自然現象」と同様に文献を基に抽出したことを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>る原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p>	<p>（i）設計上考慮すべき人為事象</p> <p>① 「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」は、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、外部人為的事象に関する国内外の基準類や文献等を基に網羅的に収集され、設計上考慮すべき外部人為的事象が科学的、合理的に抽出されていることを確認。</p> <p>例：飛来物（航空機落下等）、ダム の崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等</p>	
	<p>原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき外部事象（設計上考慮すべき自然現象及び設計上考慮すべき人為事象）によって、安全施設の安全機能が損なわれない設計するとしているか。</p> <p>（ii）設計上考慮すべき人為現象に対する設計方針</p> <p>① 想定される人為事象の影響に対して、以下の点を考慮した上で設計方針を定めていることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 最新の科学的・技術的知見を踏まえているか ・ 信頼性のある過去の記録を調査しているか <p>上記の考慮事項以外に、個別人為現象に対する設計方針として考慮すべき事項について例示する。</p> <p>a. 船舶の衝突について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえたもの <p>b. 電磁的障害について</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ サージ・ノイズや電磁波の侵入防止のため、必要な機器に電磁波侵入防止対策を講じる ✓ 現時点では、太陽活動に起因する大規模な電磁障害（太陽フレア）は知見が十分でないため評価対象としなくてよい 	<p>① 抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象（7事象）のうち、「外部火災に対する設計方針」に記載したものの以外のその他人為事象（4事象）については、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれない設計としていることを確認した。</p> <p>a. 船舶の衝突</p> <p>航路が本発電所敷地から離れていることなどから、船舶が取水口に漂着するおそれはなく、仮に船舶が漂流した場合でも、取水口カーテンウォール等により、取水路への侵入のおそれはない設計とすることを確認した。</p> <p>また、重油流出事故が発生した場合はオイルフェンスを設置する設計とすることを確認した。</p> <p>発電所周辺の海域の船舶としては、フェリーが舞鶴から小樽まで運航しているが、航路は発電所沖合約14kmであり距離が離れていること、また、発電所がその航路の針路上にないことから、漂流したとしても取水口に船舶が漂着するおそれはないことを確認した。また、取水口付近での漁業操業は行われていないことから、小型船舶が漂流し、取水口に侵入する可能性は極めて低い。仮に取水口に侵入した場合でも、取水口カーテンウォール及びレーキ付バースクリーンにより侵入経路は阻害され、取水路への侵入のおそれはないことを確認した。さらに、日本海航行中の大型タンカー等が座礁し、重油が流出した場合は、取水機能に影響を与えないようオイルフェンスを設置する。したがって、安全施設は、船舶の衝突によって取水路が閉塞することなく安全機能を損なうことはないことを確認した。</p> <p>b. 電磁的障害</p> <p>原子炉保護系計器ラック及びケーブルに対し、電磁波の侵入防止対策を行う設計とすることを確認した。</p> <p>安全機能を有する原子炉保護設備は、原子炉施設で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、計測制御回路を構成する原子炉保護系計器ラック及びケーブルは、日本工業規格（JIS）等に基づき、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>c. ダムの崩壊について</p> <p>✓ ダムの崩壊の影響を受ける恐れがないと評価できる場合は、その理由</p>	<p>するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としているため、電磁的障害により安全施設が安全機能を損なうことはないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、規格に基づく電磁的障害対策、サージ・ノイズ、電磁波に対する具体策等について示されている。（P6 自-別添補足-28、29）</p> <p>c. ダムの崩壊</p> <p>崩壊により本発電所に影響を及ぼすようなダムはないことから、設計上考慮する必要はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、ダムの位置が示されている。（P6 自-別添-27）</p>
<p>（解釈）</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> <p>なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>① 航空機落下について</p> <p>「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、号炉毎に、航空機落下確率が10⁻⁷回/炉・年を超えないことを確認。</p> <p>② 仮に、その結果が10⁻⁷回/炉・年を超えた場合、必要に応じて防護設計を行う方針であることを確認。</p>	<p>① 飛来物（航空機落下等）に対しては、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について（平成14・07・29 原院第4号）」等に基づき、航空機落下確率を評価した結果、1号炉は約3.3×10⁻⁸回/炉・年、2号炉は約3.3×10⁻⁸回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である10⁻⁷回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はないことを確認した。</p> <p>航空機落下による機械的荷重を考慮する必要はなく、航空機落下により安全施設が安全機能を損なうことはないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、評価に用いた数値及び評価結果が示されている。（P6 自-別添補足-13～27）</p> <p>② 10⁻⁷回/炉・年を超えないため、防護設計は不要であることを確認した。</p>

2. 自然現象の組合せ

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(解釈)</p> <p>3 第1項に規定する「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないもの」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組み合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。</p>	<p>安全施設の設計に当たっては、設計上考慮すべき自然現象の組合せを検討しているか。なお、安全施設の安全機能が損なわれないことを広く確認する観点から、地震と津波についても、組み合わせる自然現象の対象に含めているか。</p> <p>(i) 組み合わせる自然現象の抽出</p> <p>① 各自然現象によって従属的に発生する可能性がある自然現象も考慮し、自然現象の組み合わせについて網羅的に検討していることを確認。</p> <p>② これらの組み合わせが原子炉施設に与える影響の評価については、(1) 個々の自然現象（従属的に発生する可能性がある自然現象も含む）の設計に包絡されているか、(2) 原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれぞれ与える影響を重ね合わせたものよりも小さくなるか、(3) 同時に発生するか、の3つの観点から検討していることを確認。</p>	<p>① 抽出した安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象（12事象）のうち、「その他自然現象に対する設計方針」で本発電所の敷地では発生しないと評価した洪水を除くとともに、「津波による損傷の防止（第5条関係）」において評価した高潮を除いた10事象に、地震及び津波を加えた12事象について、組み合わせを検討していることを確認した。その際、各自然現象によって関連して発生する可能性がある自然現象も考慮し、自然現象の組合せについて網羅的に検討していることを確認した。</p> <p>② この組合せが原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象（関連して発生する可能性がある自然現象も含む。）の設計に包絡されている、②原子炉施設に与える影響が自然現象を組み合わせることにより、個々の自然現象がそれに与える影響よりも小さくなる、③同時に発生するとは考えられない、という3つの観点から検討していることを確認した。</p>
	<p>組合せによる影響（地震と津波に係る影響は「地震による損傷の防止（第4条関係）」及び「津波による損傷の防止（第5条関係）」において検討していない影響）により、安全施設の安全機能が損なわれないように設計しているか。</p> <p>(ii) 組み合わせる自然現象に対する設計方針</p> <p>① (i) の環境条件においても、その設備が有する安全機能が損なわれない方針であることを確認。</p>	<p>① 上記の①から③（組み合わせが原子炉施設に与える影響の3つの観点）のいずれかに該当する自然現象の組合せについては、安全施設の安全機能が損なわれないことを確認したとしていることを確認した。補足説明資料において、自然現象の組み合わせによる安全施設に与える影響が整理されていることが示されている。(P6 自-別添-37~71)</p> <p>その結果、組み合わせた事象がプラントに及ぼす荷重以外の影響については、個別の事象の設計に包絡されること、事象の組合せが起こり得ないこと、又は、それぞれの事象の影響が打ち消し合う方向であることから、安全施設の安全機能を損なわないことが示されている。(P6 自-別添-74)</p> <p>また、①から③のいずれにも該当しない設計上考慮すべき自然現象の組合せとして、「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」並びに「風（台風）及び地滑りの組合せ」が抽出され、それら組合せに対して安全施設の安全機能が損なわれない設計とされていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」並びに「風（台風）及び地滑りの組合せ」の抽出過程が示されている。(P6 自-別添-72~75)</p> <p>a. 組み合わせを検討する自然現象の抽出</p> <p>荷重により安全施設に大きな荷重を与えると考えられる現象は、風（台風）、竜巻、積雪、火山灰、地滑り、地震及び津波である。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>このうち、竜巻については、発生頻度が低く、影響範囲が極めて限定的であることから、竜巻による荷重に他の自然現象による荷重を組み合わせる必要はない。</p> <p>また、地滑りに関しては施設への影響が限定的であることから、影響が限定的な施設における荷重の組合せについては「e、影響が限定的な施設における荷重の組合せ」で取り扱う。</p> <p>荷重の組合せを考慮する自然現象のうち、地震、津波及び火山灰による荷重は、発生頻度が低い偶発荷重であるが、発生すると荷重が比較的大きいことから、設計用の主荷重として扱う。これに対して、風荷重は、発生頻度が主荷重と比べて高い変動荷重であり、発生する荷重は主荷重と比べて小さいことから、従荷重として扱う。なお、積雪荷重については、高浜発電所は多雪区域であることから、常時積雪荷重が加わることを考慮する。</p> <p>b. 荷重の性質</p> <p>荷重の大きさについては、主荷重は従荷重と比較して大きく、主荷重が支配的になる。最大荷重の継続時間については、地震、津波及び風は最大荷重の継続時間が短い。これに対して、火山灰は、一度事象が発生すると、降下物が降り積もって堆積物となり、長時間にわたって荷重が作用するため、最大荷重の継続時間が長い。発生頻度については、主荷重は従荷重と比較して発生頻度が非常に低い。</p> <p>以下、荷重の性質を考慮して、主荷重同士の組合せ及び主荷重、従荷重である風荷重、常時考慮する積雪荷重の組合せについて検討する。</p> <p>c. 主荷重同士の組み合わせ</p> <p>主荷重同士の組合せについては、従属事象、独立事象であるかを踏まえ検討する。</p> <p>(a) 地震及び津波</p> <p>主荷重同士の組合せとしては、地震と津波には因果関係があるため、地震及び津波を設計上考慮する。</p> <p>(b) 火山及び地震</p> <p>基準地震動の震源と火山とは十分な距離があることから、独立事象として扱い、それぞれ発生頻度が小さいことから組合せを考慮しない。</p> <p>火山性地震については、火山と敷地とは十分な距離があることから、火山性地震とこれに関連する事象による影響はないと判断し、地震と火山の組合せは考慮しない。（設置変更許可申請書添付書類六「4.3.4 その他の地震」参照）</p> <p>(c) 火山及び津波</p> <p>基準津波の波源と、火山とは十分な距離があることから、独立事象として扱い、それぞれの頻度が十分小さいことから組合せを考慮しない。</p> <p>火山活動に関する検討結果から想定される津波の規模及び地形的障害を考慮すると、敷地に影響を及ぼすような津波が到達することはなく、火山事象に伴う津波による影響はないと判断し、津波と火山の組合せは考慮しない。（設置変更許可申請書添付書類六「6.2.3.3 火山現象に起因する津波」参照）</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>d. 主荷重、従荷重及び常時考慮する積雪荷重の組合せ</p> <p>主荷重と従荷重である風荷重が同時に発生する場合を考慮し、主荷重と組み合わせるべき風荷重について検討する。また、常時考慮する積雪荷重について、組み合わせるべき積雪荷重を検討する。</p> <p>(a) 地震荷重又は津波荷重と風荷重及び積雪荷重の組合せ</p> <p>地震又は津波と風については、それぞれ最大荷重の継続時間が短く同時に発生する確率は低いものの、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、適切に組合せを考慮する。組み合わせる風速の大きさは、平成12年5月31日建設省告示第1454号に定められた大飯郡の基準風速32m/sとする。</p> <p>また、常時考慮すべき積雪荷重については、建築基準法の多雪区域における地震荷重と積雪荷重の組合せを適用して、建築基準法施行細則（福井県）に定められた大飯郡の垂直積雪量100cmに平均的な積雪荷重を与えるための係数0.35を考慮する。</p> <p>(b) 火山灰による荷重と風荷重及び積雪荷重の組合せ</p> <p>火山灰と風については、火山灰による荷重の継続時間が他の主荷重と比較して長い場合、組合せを考慮し、施設の形状、配置により適切に組み合わせる。組み合わせるべき荷重について、建築基準法の多雪区域において、風荷重と積雪荷重の組合せが定められているため、建築基準法を参考にして風荷重と積雪荷重を設定する。</p> <p>風荷重については、平成12年5月31日建設省告示第1454号に定められた大飯郡の基準風速32m/sとする。また、常時考慮すべき積雪荷重については、建築基準法施行細則（福井県）に定められた大飯郡の垂直積雪量100cmを考慮する。</p> <p>e. 影響が限定的な施設における荷重の組合せ</p> <p>地滑りの影響を受ける施設は限定的であり、高浜発電所では安全施設を防護する地滑り防護対策施設である堰堤が対象となる。堰堤に影響を与えるおそれのある自然現象の組合せは、地震、火山灰、風（台風）、積雪及び地滑りの荷重の組合せである。荷重の組合せを考慮する自然現象のうち、地滑り、地震及び火山灰による荷重は発生頻度が低い偶発荷重であり、発生すると荷重が比較的大きいことから主荷重として扱うが、三者はそれぞれ独立事象であることから、地滑りと地震、地滑りと火山灰の荷重の組合せを考慮する必要はない。一方、風荷重は発生頻度が主荷重に比べて高い変動荷重であることから、従荷重として扱い主荷重との組合せを考慮する。また、高浜発電所は多雪区域であるため、常時積雪荷重が加わることを考慮する。</p> <p>地滑りと風については、同時に発生する確率は低いものの、組合せを考慮し、施設の形状、配置により適切に組み合わせる。組み合わせる風速の大きさは、平成12年5月31日建設省告示第1454号に定められた大飯郡の基準風速32m/sとする。</p> <p>また、常時考慮すべき積雪荷重については、建築基準法施行細則（福井県）に定められた大飯郡の垂直積雪量100cmを考慮する。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>地震又は津波の荷重の組合せによる影響は、「第四条地震による損傷の防止」又は「第五条津波による損傷の防止」の条項において、地震又は津波と積雪の荷重を、施設の形状、配置に応じて考慮する。また、地震又は津波と風の組合せについても、風荷重の影響が大きいと考えられるような構造や形状の施設については、組合せを考慮することを確認した。</p>

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

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>故の組み合わせを考慮する必要はない。</p> <p>③ 時間的变化については、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象について、当該自然現象により作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に組み合わせることを確認。</p>	<p>③ 設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えられる自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮する設計とすることを確認した。</p>

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）（第6条））

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

（外部からの衝撃による損傷の防止）

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

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

3 （略）

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

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

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

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

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

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

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

7～8 （略）

外部からの衝撃による損傷の防止（竜巻）（第6条）

1. 竜巻に対する防護に関して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針	6 竜巻-3
2. 発生を想定する竜巻の設定	6 竜巻-6
(1) 竜巻検討地域の設定	6 竜巻-6
(2) 基準竜巻の設定	6 竜巻-9
(3) 設計竜巻の設定	6 竜巻-17
3. 設計荷重の設定	6 竜巻-23
(1) 設計竜巻荷重	6 竜巻-25
(1-1) 風圧力の設定	6 竜巻-25
(1-2) 気圧差による圧力	6 竜巻-27
(1-3) 飛来物の衝撃荷重	6 竜巻-29
(1-4) 設計竜巻荷重の組み合わせ	6 竜巻-33
(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重	6 竜巻-33
4. 設計対象施設の設計方針	6 竜巻-35
(1) 設計方針	6 竜巻-35
(2) 建屋・構築物等の構造健全性の確認【工事計画】	6 竜巻-41
(3) 設備の構造健全性の確認【工事計画】	6 竜巻-42
(4) その他の確認事項【工事計画】	6 竜巻-43
5. 竜巻随件事象に対する設計対象施設の設計方針	6 竜巻-44

1. 竜巻に対する防護に関して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針

設置許可基準規則/解釈（竜巻影響評価ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1.1 目的</p> <p>原子力規制委員会の定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第6条において、外部からの衝撃による損傷の防止として、安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならないとしており、敷地周辺の自然環境を基に想定される自然現象の一つとして、竜巻の影響を挙げている。本ガイドは、当該規定に関連して、原子炉施設の供用期間中に極めてまれに発生する突風・強風を引き起こす自然現象としての竜巻及びその随件事象（注1.1）等によって原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であることを設置許可段階において確認する一例として安全審査に活用することを目的とする。また、本評価ガイドは、竜巻影響評価の妥当性を審査官が判断する際に、参考とするものである。</p> <p>設置許可段階の安全審査においては、以下の2点について確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計竜巻及び設計荷重（設計竜巻荷重及びその他の組み合わせ荷重（注1.2））が、本ガイドに示す基本的な方針を満足した上で適切に設定されていること。 ・設計荷重に対して、竜巻防護施設の構造健全性等が維持されて安全機能が維持される方針であること。 <p>（注1.1）竜巻及び竜巻と同時に発生する可能性のある雷、大雨、雹等、あるいはダウンバースト等に伴って発生し得る事象 （注1.2）2.2.2（2）参照</p> <p>2.1 設計対象施設</p>	<p>竜巻によって安全施設の安全機能が損なわれないことを確認するための施設を抽出しているか。この抽出をするための区分としては、竜巻ガイドにおいて、その施設の安全機能が損なわれないように防護する必要がある竜巻防護施設と、竜巻防護施設に対して影響を及ぼし得る施設の双方（以下この節において「設計対象施設」という。）を示している。</p> <p>（1）竜巻から防護する施設の抽出</p> <p>耐震重要度分類等を参照し、竜巻から防護する施設を網羅的に抽出しているか。</p> <p>① 竜巻から防護する施設として、クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出することを確認。</p> <p>抽出した竜巻から防護する施設から、竜巻影響評価が必要となる施設を選定しているか。</p> <p>（2）竜巻影響評価が必要となる施設を選定</p> <p>（2-1）竜巻防護施設を選定</p> <p>① 抽出した竜巻から防護する施設のうち、竜巻影響評価が必要となる施設を選定していることを確認。</p> <p>区分例は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 建屋等に内包され防護される施設 2. 外殻となる施設等（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）による防護が期待できない施設 3. 建屋内の施設で外気と繋がっている施設 4. 屋外施設 	<p>（1）竜巻から防護する施設の抽出</p> <p>① 設計竜巻から防護する施設としては、安全施設が設計竜巻の影響を受ける場合においても、原子炉施設の安全性を確保するために、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に該当する構築物、系統及び機器とすることを確認した。</p> <p>（2）竜巻影響評価が必要となる施設を選定</p> <p>補足説明資料において、竜巻影響評価が必要となる施設の選定について、既設プラントであることを踏まえ抽出フロー及び抽出結果が示されている。（P6 竜-別添 1-2~7）</p> <p>（2-1）竜巻防護施設の選定</p> <p>① 竜巻防護施設として、安全重要度分類指針に基づくクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としていることを確認した。</p> <p>竜巻防護施設は、以下のとおり分類していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。） ・建屋に内包されるが防護が期待できない施設 ・屋外施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている施設 <p>竜巻防護施設のうち、屋外施設及び建屋内の施設で外気と繋がっている主な施設を、以下のとおり抽出する。</p> <p>（屋外施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプ（配管、弁を含む。） ・海水ストレータ ・復水タンク（配管、弁を含む。） ・燃料取替用水タンク（配管、弁を含む。） <p>（建屋内の施設で外気と繋がっている施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・換気空調設備（アニュラス空気再循環設備、原子炉格納容器換気設備、補助建屋換気設備、中央制御室換気設備及びディーゼル発電機室の換気空調設備の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界

設置許可基準規則/解釈（竜巻影響評価ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>以下の（１）及び（２）に示す施設を設計対象施設とする。</p> <p>（１）竜巻防護施設 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」の重要度分類における耐震 S クラスの設計を要求される設備（系統・機器）及び建屋・構築物等とする。</p> <p>（２）竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設当該施設の破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性が否定できない施設、又はその施設の特定の区画（注2.1）。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>【解説】 解説 2.1 設計対象施設</p> <p>設計竜巻荷重は、基準地震動 Ss による地震荷重と同様に施設に作用するものと捉え、設計対象施設は、耐震設計上の重要度分類を引用して、耐震 S クラス施設及び耐震 S クラス施設に波及的影響を及ぼし得る施設とした。ただし、竜巻防護施設の外殻となる施設等（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）による防護機能によって、設計竜巻による影響を受けないことが確認された施設については、設計対象から除外できる。</p> <p>竜巻防護施設の例としては、原子炉格納容器や安全機能を有する系統・機器（配管を含む）等が考えられる。外殻となる施設等による防護機能が期待できる設計対象施設の例としては、原子炉格納容器に内包された安全機能を有する設備等が考えられる。</p> </div>	<p>② 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」における耐震重要度分類 S クラスの設備（系統・機器）及び建屋・構築物等を竜巻防護施設として抽出することとしていることを確認。</p> <p>③ 竜巻影響評価の対象からクラス 3 に該当する設備を除外する場合、損傷を考慮し代替や修復等により安全機能を損なわない方針であることを確認。</p> <p>（2-2）竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の選定 施設の破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性が否定できない施設（又はその施設の特定の区画）を、「竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設」として、選定しているか。</p> <p>① 竜巻を起因とする直接的影響（竜巻の風荷重による影響及び竜巻の気圧差による影響）を考慮して抽出していることを確認。（間接的影響としての設計飛来物等はガイド 4.2.2（建屋、構築物等の構造健全性の確認）で確認。）</p> <p>② 風荷重の観点から、竜巻防護施設との離隔距離と施設の高さから波及的影響を及ぼし得る可能性のある施設を抽出していることを確認。</p>	<p>となるダンパ・バタフライ弁） ・格納容器排気筒</p> <p>補足説明資料において、竜巻影響評価が必要となる竜巻防護施設の抽出結果について、安全機能の重要度分類及び耐震重要度分類との関係が整理され、抽出結果が網羅的であることが示されている。（P6 竜-別添 1 補足-129～135）</p> <p>② 補足説明資料において、耐震重要度 S クラス設備等が安全重要度分類クラス 1、2 に包含されることが示されている。ただし、設計竜巻から防護する施設のうち、クラス 3 に属する施設は損傷する場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、安全上支障のない期間に修復すること等の対応が可能な設計とすることが示されている。（P6 竜-別添 1-10～12）（→③へ）</p> <p>③ クラス 3 に属する構築物、系統及び機器は、竜巻により損傷した場合であっても、代替手段があることなどにより安全機能が損なわれないことから抽出しない方針としていることを確認した。</p> <p>（2-2）竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の選定 竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設として、竜巻防護施設を内包する施設に隣接し影響を及ぼし得る施設や、気圧差等によるダクト等の損傷により竜巻防護施設の機能維持に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針としていることを確認した。</p> <p>① 竜巻防護施設の破損により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を損なわせる可能性が否定できない施設、又はその施設の特定の区画とすることを確認した。 具体的には、竜巻防護施設に機械的影響を及ぼし得る施設及び竜巻防護施設に機能的影響を及ぼし得る施設を抽出していることを確認した。 補足説明資料において、竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設の抽出結果が網羅的であることが示されている。（P6 竜-別添 1 補足-145～152）</p> <p>② 竜巻防護施設に機械的影響を及ぼし得る施設としては、施設の高さと、竜巻防護施設及び竜巻防護施設を内包する施設との距離を考慮して、竜巻防護施設を内包する施設に隣接している施設、倒壊により竜巻防護施設を損傷させる可能性がある施設を竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設として抽出していることを確認した。 竜巻防護施設に機械的影響を及ぼし得る主な施設 （竜巻防護施設を内包する施設に隣接している施設） ・タービン建屋（中間建屋、ディーゼル建屋及び制御建屋に隣接する施設）</p>


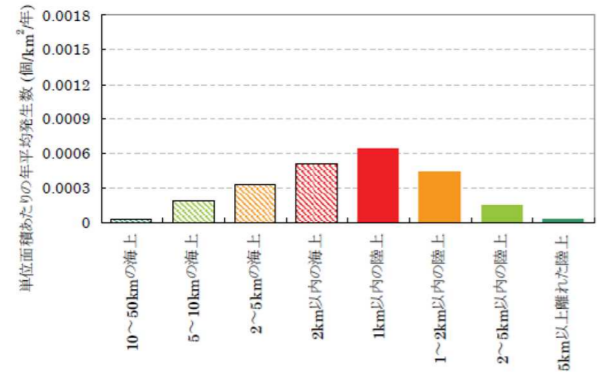
設置許可基準規則/解釈（竜巻影響評価ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ 竜巻の気圧差の観点から、竜巻防護施設と直接接続する設備又は当該施設を内包する区画の換気空調設備等のうち外気と繋がるダクト等を起因として波及的影響を及ぼし得る可能性のある施設を抽出していることを確認。</p>	<p>（倒壊により竜巻防護施設を損傷させる可能性がある施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐火隔壁（倒壊により海水ポンプを損傷させる可能性がある施設） ・1次系純水タンク（倒壊により燃料取替用水タンクを損傷させる可能性がある施設） ・2次系純水タンク（倒壊により復水タンクを損傷させる可能性がある施設） ・循環水ポンプ（倒壊により海水ポンプを損傷させる可能性がある施設） <p>③ 竜巻防護施設に機能的影響を及ぼし得る施設としては、屋外にある竜巻防護施設の附属施設及び竜巻防護施設を内包する区画の換気空調設備のうち外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁を竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設として抽出することを確認した。</p> <p>竜巻防護施設に機能的影響を及ぼし得る主な施設</p> <p>（屋外にある竜巻防護施設の附属施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機吸気・排気消音器（ディーゼル発電機の附属施設） ・主蒸気大気放出弁消音器（主蒸気大気放出弁の附属施設） ・主蒸気安全弁排気管（主蒸気安全弁の附属施設） ・タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管（タービン動補助給水ポンプの附属施設） ・燃料油貯油そうべント管（燃料油貯油そうの附属施設） <p>（竜巻防護施設を内包する区画の換気空調設備のうち、外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・換気空調設備（バッテリー室の換気空調設備の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ）
	<p>（2-3）竜巻防護施設を内包する施設の選定 竜巻防護施設の外殻となる施設を竜巻影響評価が必要となる施設として選定しているか。</p> <p>① 竜巻防護施設を内包する施設等による防護機能により設計竜巻による影響を受けないとして、竜巻影響評価の対象から除外する場合、竜巻防護施設を内包する施設（又は施設内の竜巻防護施設を内包する区画）を選定することを確認。</p>	<p>（2-3）竜巻防護施設を内包する施設の選定</p> <p>① 竜巻防護施設を内包する建屋についても設計対象施設として抽出する方針としていることを確認した。</p> <p>竜巻防護施設を内包する主な施設を、以下のとおり抽出することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部しゃへい建屋（原子炉容器他を内包する建屋） ・補助建屋（余熱除去設備他を内包する建屋） ・燃料取扱建屋（使用済燃料ピット他を内包する建屋） ・中間建屋（蓄電池他を内包する建屋） ・ディーゼル建屋（ディーゼル発電機他を内包する建屋） ・制御建屋（中央制御室他を内包する建屋） ・燃料油貯油そう基礎（燃料油貯油そうを内包する構築物） ・2号海水ポンプ室（海水ストレナ他を内包する構築物） ・2号海水管トンネル（海水管を内包する構築物）

2. 発生を想定する竜巻の設定

(1) 竜巻検討地域の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>3. 基準竜巻・設計竜巻の設定</p> <p>3.1 概要</p> <p>設置許可段階の安全審査において、基準竜巻及び設計竜巻が適切に設定されていることを確認する。</p> <div data-bbox="160 590 774 1493" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>解説 3.1 基準竜巻・設計竜巻の最大風速の設定</p> <p>設計竜巻荷重を設定するまでの基本的な流れは解説図 3.1 に示すとおりである。</p> <p>解説図 3.1 基準竜巻・設計竜巻の設定に係る基本フロー</p> <p>（注 3.1）地形効果による竜巻の増幅特性等</p> </div> <p>3.2 竜巻検討地域の設定</p> <p>竜巻検討地域は、原子力発電所が立地する地域及び竜巻発生観点から原子力発電所が立地する地域と気象条件等が類似の地域から設定する。</p> <div data-bbox="160 1766 774 1900" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【解説】</p> <p>解説 3.2 竜巻検討地域の設定</p> <p>(1) 基本的な条件</p> </div>	<p>竜巻に対する防護設計を行うためには、本発電所敷地への襲来を想定する竜巻（以下「設計竜巻」という。）を設定しているか。この設定に当たっては、竜巻ガイドにおいて、竜巻発生観点から、発電所が立地する地域及び類似の気象条件等を有する地域（竜巻検討地域）を設定した上で、竜巻検討地域への竜巻襲来実績を踏まえて設計対象施設の安全性に影響を与えるおそれがある竜巻（以下「基準竜巻」という。）を設定することを示している。さらに、発電所が立地する地域の特性を踏まえて基準竜巻に対して最大風速を割り増す必要性を検討した上で、設計竜巻を設定することを示している。</p> <p>① 目安として原子力発電所を中心とする 10 万 km² の範囲としていることを確認。ただし、竜巻発生観点から気象条件の類似等を考慮して竜巻検討区域を設定することを妨げるものではない。</p> <p>② 気象条件に関する公開文献等に基づき、科学的・合理的な手法により設定していることを確認。</p> <p>③ 原子力発電所が海岸付近に立地する場合には、海岸線から陸側及び海側にそれぞれ 5km の範囲を目安に設定していることを確認。</p> <p>④ 竜巻集中地域に発電所がある場合は、当該地域を竜巻検討地域と仮定した単位面積当たりの竜巻発生数を評価し比較していることを確認。</p> <p>⑤ 単位面積当たりの竜巻発生数が大きくなるよう、かつ、藤田スケールが比較的大きな竜巻が含まれるよう設定していることを確認。</p>	<p>本発電所が立地する地域と気象条件の類似性の観点及び局所的な地域性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定していることを確認した。</p> <p>① 地形条件の類似性の観点から、狭隘な海岸線地形を地域に関する類似条件として、狭隘形状である地形を有しかつ高浜発電所の周辺地域である福井県、京都府及び兵庫県の日本海側を高浜発電所が立地する地域の類似地域として選定していること、地形条件の類似性の観点から、竜巻発生総観場の特徴を踏まえ、竜巻発生気象条件を観点とした類似地域として、北海道から本州の日本海側及び北海道の襟裳岬以西を選定していること、また、地形条件の類似性、気象条件の類似性と併せて考え、福井県、京都府及び兵庫県の日本海側が地形条件及び気象条件として類似する地域として選定でき、1961 年～2012 年 6 月までの福井県、京都府及び兵庫県の竜巻の観測件数から当該地域は竜巻の発生数が少なく、竜巻規模も最大で F1 であること、そのため、寒気移流・寒冷前線要因での竜巻発生が多い気象条件が類似している地域において、発生数が多く、大きな竜巻（F1～F2、F2 竜巻）が発生している地域を含めた北海道から本州の日本海側及び北海道の襟裳岬以西の海岸に沿った海側 5km と陸側 5km を竜巻検討地域に設定する（面積 38,895km²）ことを確認した。竜巻検討地域は「第 8.1.6 図 竜巻検討地域」で確認した。</p> <p>② ①の出典元は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>(1) 独立行政法人原子力安全基盤機構が東京工芸大学に委託した研究の成果「竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究」</p> <p>(2) 気象庁「竜巻等の突風データベース」</p> <p>③ ①に示すとおり、北海道から本州の日本海側及び北海道の襟裳岬以西の海岸に沿った海側 5km と陸側 5km を竜巻検討地域に設定する（面積 38,895km²）ことを確認した。</p> <p>④ 竜巻集中地域に発電所は立地していない。</p> <p>⑤ 選定した地域の範囲は、北海道から本州の日本海側及び北海道の襟裳岬以西の海岸を含むが、福井県、京都府及び兵庫県の区域に限定した場合と比較して相対的に竜巻発生件数が増え、竜巻発生件数の観点から保守的な設定となり、竜巻発生要因の観点からも妥当な設定であることを確認した。竜巻検討地域での竜巻発生状況（件数と藤田スケール）は「第 8.1.3 表 竜巻発生数の分析結果」で確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>竜巻検討地域の設定にあたっては、IAEA の基準(参 1)が参考になる。IAEA の基準では、ある特定の風速を超過する竜巻の年発生頻度の検討にあたって竜巻の記録を調査する範囲として、およそ 10 万 km² を目安にあげている。この IAEA の基準を参考として、竜巻検討地域の目安を、原子力発電所を中心とする 10 万 km² の範囲とする。しかしながら、日本では、例えば日本海側と太平洋側とで気象条件が異なる等、比較的狭い範囲で気象条件が大きく異なる場合があることから、必ずしも 10 万 km² に拘らずに、竜巻発生の観点から原子力発電所が立地する地域と気象条件等が類似する地域を調査した結果に基づいて竜巻検討地域を設定することを基本とする。</p> <p>（2）原子力発電所が海岸線付近に立地する場合の竜巻検討地域の設定</p> <p>解説図 3.2 に日本における竜巻の発生分布(参 2)を示す。解説図 3.2 より日本における竜巻の発生位置は、海岸線付近に集中している傾向が伺える。解説図 3.3 に日本の海岸線付近における竜巻の発生状況を示す。解説図 3.3 をみると、海岸線から 1km 以内の陸上では単位面積あたりの 1 年間の平均発生数は 6.0×10^{-4} (個/km²/年)を少し超える程度であり、海岸線から離れるに従って竜巻の発生数が減少する傾向が伺える。例えば、解説図 3.3 の陸上側のグラフの分布をみると、海岸線から 5km 以上離れた地域では、竜巻の発生数が急激に減少する傾向がみられる。以上の傾向を踏まえて、原子力発電所が海岸線付近に立地する場合は、海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km の範囲を目安に竜巻検討地域を設定することとする。なお、原子力発電所がこの範囲（海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km の範囲）を逸脱する地域に立地する場合は、海岸線付近で竜巻の発生が増大する特</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>徴を踏まえつつ竜巻検討地域の範囲を別途検討する必要がある。</p>  <p>解説図 3.2 日本における竜巻の発生分布 (1961～2011年、気象庁作成) (参2)</p>  <p>解説図 3.3 日本の海岸線付近における竜巻の発生状況 (参3) (注3.2) (1961～2009年12月、規模：F0以上)</p> <p>(注3.2) 被害の痕跡が残りにくい海上竜巻は、単位面積あたりの年平均発生数が、実際の発生数より特に少ない可能性が考えられる。</p>		

(2) 基準竜巻の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>3.3 基準竜巻の設定</p> <p>以下の基本的な方針に基づいて基準竜巻の最大風速(VB)を設定する。ここで、VBは最大瞬間風速とする。</p> <p>(1) 基準竜巻の最大風速(VB)は、竜巻検討地域において、過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮して適切に設定する。</p> <p>(2) 基準竜巻の最大風速(VB)は、下記に示すVB1とVB2のうちの大きな風速とする。</p> <p>① 過去に発生した竜巻による最大風速(VB1)</p> <p>日本で過去に発生した竜巻による最大風速をVB1として設定することを原則とする。ただし、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速を十分な信頼性のあるデータ等に基づいて評価できる場合においては、「日本」を「竜巻検討地域」に読み替えることができる。</p> <p>② 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(VB2)</p> <p>竜巻検討地域における竜巻の観測記録等に基づいて作成した竜巻最大風速のハザード曲線上において、年超過確率(PB2)に対応する竜巻最大風速をVB2とする。ここで、PB2は10⁻⁵(暫定値)を上回らないものとする。</p> <p>また、竜巻検討地域において基準竜巻の最大風速(VB)が発生する可能性を定量的に確認するために、VBの年超過確率を算定することとする。なお、VBがVB1から決定された場合(VB=VB1の場合)は、VB2の算定に用いた竜巻最大風速のハザード曲線を用いて、VBの年超過確率を算定する。ちなみに、米国NRCの基準類(参4)では、設計に用いる竜巻(設計基準竜巻: Design-basis tornado)の最大風速は、</p>	<p>基準竜巻の最大風速(VB)を、竜巻検討地域において、過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮して適切に設定しているか。</p> <p>① 竜巻検討地域において、過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、1. 過去に発生した竜巻による最大風速(VB1) 2. 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(VB2)を算出していることを確認。</p> <p>② 上記で算出したVB1とVB2のうち値が大きい風速を、基準竜巻の最大風速(VB)として設定していることを確認。</p>	<p>基準竜巻の最大風速の設定に当たり、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の規模や発生頻度、最大風速の年超過確率等を考慮し、過去に発生した竜巻による最大風速(VB1)と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(VB2)を求め、その結果、大きい方を基準竜巻の最大風速として設定していることを確認した。</p> <p>① 基準竜巻の最大風速は、過去に発生した竜巻による最大風速(VB1)及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(VB2)を算出していることを確認した。(→詳細は次ページ以降)</p> <p>② その上で、VB1とVB2を比較し、大きい方のVB1を基準竜巻の最大風速と設定していることを確認した。過去に発生した竜巻による最大風速VB1=92m/s及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速VB2=70m/sより、高浜発電所における基準竜巻の最大風速VBは92m/sとしていることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>年超過確率 10⁻⁷ の風速として設定されている</p>		
<p>【解説】 解説 3.3 基準竜巻の最大風速（VB）の設定 解説 3.3.1 過去に発生した竜巻による最大風速（VB1）の設定 本文に記載のとおり、日本で過去に発生した竜巻による最大風速を VB1 として設定することを原則とする。 また、過去に発生した竜巻による最大風速は、竜巻による被害状況等に基づく既往のデータベース、研究成果等について十分に調査・検討した上で設定する必要がある。 日本における過去最大級の竜巻としては、例えば、1990 年 12 月に千葉県茂原市で発生した竜巻、2012 年 5 月に茨城県常総市からつくば市で発生した竜巻等があげられる。竜巻検討地域の観測記録等に基づいて VB1 を設定する場合においては、これら過去最大級の竜巻を考慮しない場合には、その明確な根拠を提示する必要がある。 竜巻による被害状況から推定された最大風速を参照して設定された藤田スケールを用いて基準竜巻の最大風速を設定する場合は、藤田スケールの各区分（F0～F5）の最大風速を用いる。解説表 3.1 に藤田スケールと風速の関係を示す。なお、風速計等によって観測された風速記録がある場合には、その風速記録を用いてもよい。</p> <p>解説表 3.1 藤田スケールと風速の関係（参 5）</p>	<p>（1）過去に発生した竜巻による最大風速（VB1）</p> <p>① 竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速については、十分な信頼性のあるデータがないことから、日本で過去に発生した竜巻による最大風速を VB1 として設定していることを確認。（具体例：日本国内で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール F3（風速 70m/s～92m/s）の最大値（92m/s）を選定）</p> <p>② 竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速とする場合、十分な信頼性のあるデータ等に基づいて評価していることを確認。</p>	<p>① 具体的に VB1 の設定に当たっては、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速について、信頼性のあるデータ等が得られないことから、日本国内で過去に発生した最大の竜巻である F スケール 3（風速 70～92m/s）の最大値（92m/s）を選定していることを確認した。 過去に発生した竜巻による最大風速（VB1）の設定に当たっては、現時点で竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の最大風速を十分な信頼性のあるデータ等に基づいて評価できるだけの知見を有していないことから、日本で過去に発生した竜巻の観測データを用いて設定することを確認した。 日本で過去（1961 年から 2012 年 6 月）に発生した最大の竜巻は、F3 スケールである。F3 スケールにおける風速は、70m/s～92m/s であることから、過去に発生した最大の竜巻の最大風速 VB1 を 92m/s とすることを確認した。日本で過去に発生した F3 スケールの竜巻については「第 8.1.2 表 F3 の竜巻発生リスト（1961 年～2012 年 6 月）」を確認した。</p> <p>② 日本で過去に発生した竜巻の最大風速で設定するため、該当なし。</p>

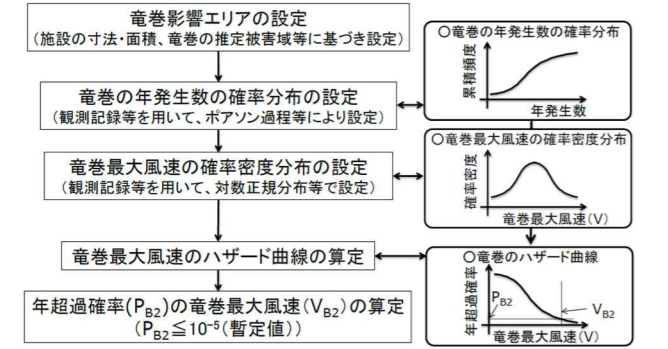
設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）														
<table border="1" data-bbox="184 241 727 527"> <thead> <tr> <th>スケール</th> <th>風速</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>F0</td> <td>17～32m/s (約15秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F1</td> <td>33～49m/s (約10秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F2</td> <td>50～69m/s (約7秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F3</td> <td>70～92m/s (約5秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F4</td> <td>93～116m/s (約4秒間の平均)</td> </tr> <tr> <td>F5</td> <td>117～142m/s (約3秒間の平均)</td> </tr> </tbody> </table>	スケール	風速	F0	17～32m/s (約15秒間の平均)	F1	33～49m/s (約10秒間の平均)	F2	50～69m/s (約7秒間の平均)	F3	70～92m/s (約5秒間の平均)	F4	93～116m/s (約4秒間の平均)	F5	117～142m/s (約3秒間の平均)		
スケール	風速															
F0	17～32m/s (約15秒間の平均)															
F1	33～49m/s (約10秒間の平均)															
F2	50～69m/s (約7秒間の平均)															
F3	70～92m/s (約5秒間の平均)															
F4	93～116m/s (約4秒間の平均)															
F5	117～142m/s (約3秒間の平均)															
<p>解説 3.3.2 竜巻最大風速のハザード曲線を用いた最大風速（VB2）の算定</p> <p>既往の算定方法（Wen&Chu(参6)及びGarson et. al(参7、参8)）に基づいてVB2を算定する方法について、その基本的な考え方を以下に例示する。竜巻最大風速のハザード曲線の算定は、解説図3.4に示す算定フローに沿って実施する。なお、本ガイドに示すVB2の具体的な算定方法については、独立行政法人原子力安全基盤機構が東京工芸大学に委託した研究の成果(参3)が参考になる。</p> <p>また、竜巻最大風速のハザード曲線の算定方法については、技術的見地等からその妥当性を示すことを条件として、いずれの方法を用いてもよいが、竜巻影響エリアの設定の基本的な考え方は、以下の「(1) 竜巻影響エリアの設定」に従うことを原則とする。</p> <p>(1) 竜巻影響エリアの設定</p> <p>VB2の算定にあたっては、まず始めにVB2の発生エリアである竜巻影響エリアを設定する。竜巻影響エリアは、原子力発電所の号機ごとに設定する。号機ごとのすべての設計対象施設の設置面積の合計値及び推定される竜巻被害域(被害幅、被害長さ、移動方向等から設定)に基づいて、竜巻影響エリアを設定する。</p> <p>竜巻による被害域幅、被害域長さ及び移動方向は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録に基づいて対数正規分布等を仮定して設定するこ</p>	<p>(2) 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（VB2）</p> <p>① 竜巻影響エリアの設定、竜巻の年発生数の確率分布の設定、竜巻最大風速の確率密度分布の設定及び竜巻最大風速のハザード曲線により、年超過確率（PB2）に対応する最大風速をVB2として設定していることを確認。具体的には、以下のとおり。</p> <p>(2-1) 竜巻影響エリアの設定</p> <p>① 原子力発電所の号機毎のすべての設計対象施設の設置面積の合計値及び推定される竜巻被害域(被害幅、被害長さ、移動方向等から設定)に基づいて、竜巻影響エリアを設定していることを確認。</p> <p>② 竜巻による被害域幅、被害域長さ及び移動方向は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録に基づいて対数正規分布等を仮定して設定していることを確認。</p> <p>③ 上記の設定に使用する竜巻の観測記録や仮定条件等は、後述する竜巻の最大風速の確率密度分布の設定に用いる観測記録や仮定条件等との整合性をとられていることを確認。</p>	<p>① VB2の設定にあたっては、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率10-5に相当する最大風速（70m/s）を選定していることを確認した。補足説明資料において、VB2の設定にあたって以下の順に算定したことが示されている。(P6 竜-50～58、6 竜-別添1-24～36)</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 海岸線から陸側及び海側それぞれ5km 全域の評価 2. 竜巻の発生頻度の分析 3. 竜巻風速、被害幅、被害長さの確率分布及び相関係数 4. 竜巻影響エリアの設定 5. ハザード曲線の算定 6. 1km 範囲ごとに細分化した評価 7. 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（VB2） 8. 基準竜巻の最大風速（VB） <p>① 竜巻影響エリアは、高浜発電所1号炉と2号炉はツインプラントであり建屋及び設備が隣接しているため、1号炉と2号炉の合計値として評価していることを確認した。保守的に竜巻防護施設を包絡する円形エリアを竜巻影響エリアの面積及び評価対象施設を包絡する円形エリア（直径350m、面積96,212m²）として設定することを確認した。評価対象施設の面積を「第8.1.6表 評価対象施設の面積」、評価対象施設を包絡する竜巻影響エリアを「第8.1.12図 竜巻影響エリア」で確認した。</p> <p>② 竜巻検討地域における51.5年間の竜巻の発生数、被害幅及び被害長さを基に、確率密度分布については、ガイド及びガイドが参考としている東京工芸大学委託成果を参照し、対数正規分布に従うものとすることを確認した。</p> <p>③ 擬似的な竜巻の作成に伴う被害幅又は被害長さの情報がない竜巻には、被害幅又は被害長さを有する竜巻の観測値を与えている。その際は、被害幅又は被害長さが大きいほうから優先的に用いることで、被害幅又は被害長さの平均値が大きくなるように工夫しているとともに、被害幅又は被害長さ0のデータについては計算に用いておらず、保守的な評価を行っていることを確認した。</p>														

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>とを基本とする。また、竜巻による被害域幅、被害域長さ及び移動方向の設定に使用する竜巻の観測記録や仮定条件等は、後述する竜巻の最大風速の確率密度分布の設定に用いる観測記録や仮定条件等との整合性を持たせることを原則とし、VB2 の算定に使用するデータ等には一貫性を持たせるように配慮する。</p>		<p>このように、前述のF スケール不明の竜巻の取扱い等も含め、データについては保守的な評価となる取扱いを行っていることを確認した。また、1961 年以降の観測データのみを用いて、竜巻風速、被害幅及び被害長さについて相関係数を求めることを確認した。その結果が「第 8.1.5 表 竜巻風速、被害幅及び被害長さの相関係数」に示されている。</p>
<p>(2) 竜巻の年発生数の確率分布の設定</p> <p>竜巻の年発生数の確率分布は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づいてポアソン過程等により設定することを基本とする。具体的には、竜巻検討地域を海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km の範囲に設定した場合は、少なくとも 1km 範囲ごとに竜巻の年発生数の確率分布を算定し、そのうちの VB2 が最も大きな値として設定される確率分布を設計で用いることとする。</p>	<p>(2-2) 竜巻の年発生数の確率分布の設定</p> <p>① 竜巻の年発生数の確率分布は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づき、ポアソン過程等により設定していることを確認。</p> <p>② 観測記録として陸上の不明竜巻の扱いや、限定された観測記録から確率分布を推定する手法については、保守的に考慮したデータの取扱いがなされていることを確認。</p>	<p>① ハザード曲線の評価に当たって使用する竜巻の年発生数の確率密度分布は、ポリヤ分布を採用することを確認した。</p> <p>ポリヤ分布を採用する理由を以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ガイドにて、VB2 算定の参考になるとされている東京工芸大学委託成果によれば、Wen and Chu が、竜巻に遭遇しかつ竜巻風速がある値以上となる確率モデルの推定法を提案し、竜巻の発生がポアソン過程に従うと仮定した場合、竜巻の年発生数の確率分布はポアソン分布もしくはポリヤ分布に従うとしている。 ポアソン分布は、生起確率が正確に分からないが稀な現象の場合に有用な分布である。一方、ポリヤ分布は、発生状況が必ずしも独立でない稀現象（ある現象が生ずるのは稀であるが、一旦ある現象が発生するとその周囲にもその現象が生じやすくなる性質）の場合に有用な分布である（例えば伝染病の発生件数）。台風や前線により竜巻が発生した場合、同時多発的に複数の竜巻が発生する状況が考えられるため、ポリヤ分布の方が実現象をより反映できると考えられる。 国内を対象とした竜巻の年発生数の分布の適合性に関する検討結果は、東京工芸大学委託成果に示されており、陸上竜巻及び海上竜巻の両方の発生数について、ポリヤ分布の適合性がポアソン分布に比べて優れているとしている。 今回、竜巻検討地域で発生した竜巻を対象に、発生数に関するポアソン分布及びポリヤ分布の適合性を検討した結果を「第 8.1.8 図 竜巻検討地域における竜巻の年発生数の累積頻度」に示す。同図より竜巻検討地域においても、ポリヤ分布の適合性がポアソン分布に比べて優れている。 <p>② 竜巻の発生頻度の分析については、気象庁の「竜巻等の突風データベース」をもとに、1961 年から 2012 年 6 月までの 51.5 年間の統計量を F スケール別に算出することを確認した。なお、観測体制の変遷による観測データ品質のばらつきを踏まえ、以下の(a)～(c)の基本的な考え方に基いて整理していることを確認した。</p> <p>(a) 被害が小さくて見過ごされやすい F0 及び F スケール不明竜巻に対しては、観測体制が強化された 2007 年以降の年間発生数や標準偏差を用いる。</p> <p>(b) 被害が比較的軽微な F1 竜巻に対しては、観測体制が整備された 1991 年以降の年間発生数や標準偏差を用いる。</p> <p>(c) 被害が比較的大きく見逃されることがないと考えられる F2 竜巻は、観測データが整備された 1961</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>年以降の全期間の年間発生数や標準偏差を用いる。</p> <p>※また、F スケール不明竜巻については、以下の取扱いを行う。 陸上で発生した竜巻（以下「陸上竜巻」という。）については、被害があつて初めてその F スケールが推定されるため、陸上での F スケール不明竜巻は、被害が少ない F0 竜巻と見なす。 海上で発生した竜巻（以下「海上竜巻」という。）については、その竜巻のスケールを推定することは困難であることから、「海岸線から海上 5km の範囲における海上竜巻の発生特性が、海岸線から内陸 5km の範囲における陸上竜巻の発生特性と同様である。」という仮定に基づいて各 F スケールに分類する。 上記の考え方に基づく各年代別の竜巻発生数の分析結果を「第 8.1.3 表 竜巻発生数の分析結果」に示す。 また、同表の分析結果に基づいて整理した竜巻最大風速のハザード曲線の算出に使用する竜巻の発生数を「第 8.1.4 表 分析結果に基づいて整理した竜巻の発生数」に示す。 なお、分析結果は F スケール不明の海上竜巻の取扱いにより、観測実績に対して保守性を高めた評価としていることを確認した。</p>
<p>(3) 竜巻最大風速の確率密度分布の設定</p> <p>竜巻最大風速の確率密度分布は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づいて対数正規分布等を仮定して設定することを基本とする。竜巻最大風速の確率密度分布の設定にあたっては、竜巻の年発生数の確率分布の設定と同様に、竜巻検討地域を 1km 範囲ごとに区切ってそれぞれの範囲で確率分布を算定し、そのうちの VB2 が最も大きな値として設定される確率分布を設定する等、配慮する。</p> <p>竜巻最大風速の確率密度分布の設定にあたって使用する観測された竜巻の最大風速を藤田スケールに基づいて評価する場合は、藤田スケールの各区分（F0～F5）の最小風速から最大風速のうち、VB2 が最も大きくなる風速を用いる。ただし、風速計等によって観測された風速記録がある場合には、その風速記録を用いてもよい。</p>	<p>(2-3) 竜巻最大風速の確率密度分布の設定</p> <p>① 竜巻最大風速の確率密度分布は、竜巻検討地域で過去に発生した竜巻の記録等に基づいて対数正規分布等を仮定して設定していることを確認。</p> <p>② 竜巻検討地域を 1km 範囲ごとに区切ってそれぞれの範囲で確率分布を算定し、そのうちの VB2 が最も大きな値として設定される確率分布を設定していることを確認。</p> <p>③ 観測された竜巻の最大風速を藤田スケールに基づいて評価する場合は、藤田スケールの各区分（F0～F5）の最小風速から最大風速のうち、超過確率が適切に評価できるように分布形となるよう設定していることを確認。ただし、風速計等によって観測された風速記録がある場合には、その風速記録を用いてもよい。</p>	<p>① (2-1)②のとおり、竜巻検討地域における 51.5 年間の竜巻の発生数、被害幅及び被害長さを基に、確率密度分布については、ガイド及びガイドが参考としている東京工芸大学委託成果を参照し、対数正規分布に従うものとしていることを確認した。</p> <p>② 1km 範囲ごとの評価は、1km 幅は変えずに順次ずらして移動するケース（短冊ケース）を設定して評価したことを確認した。評価の条件として、竜巻検討地域外で発生して竜巻検討地域内に移動した竜巻である通過竜巻も発生数としてカウントしている。被害幅及び被害長さは、それぞれ 1km 範囲内の被害幅及び被害長さをを用いていることを確認した。 上記評価条件に基づいて、海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km 全域の評価と同様の方法で算定したハザード曲線より、年超過確率 10⁻⁵ における竜巻風速 VB2 を求めると、海側 0～1km を対象とした場合の 70m/s が最大となることを確認した。</p> <p>③ ハザード評価では、特定の風速以上となる超過確率が重要であることから観測地ベースの超過確率が適切に評価できる分布形が望ましいとの観点で、各藤田スケールの風速を中央値で設定していることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>④ 竜巻における竜巻被害長さについて、NUREG/CR-2944 で提案されている補正因子を適用した評価をしていないことを確認。</p>	<p>④ 適用していない。</p>
<p>(4) 竜巻最大風速のハザード曲線の算定 上記で設定した竜巻の年発生数の確率分布及び竜巻最大風速の確率密度分布を用いて、竜巻最大風速のハザード曲線を算定する。 なお、竜巻最大風速のハザード曲線の算定において、竜巻最大風速の確率密度分布の積分の上限値を設定する場合は、竜巻最大風速の評価を行うハザード曲線が不自然な形状にならないように留意する。</p>	<p>(2-4) 竜巻最大風速のハザード曲線の算定 ① 上記で設定した竜巻の年発生数の確率分布及び竜巻最大風速の確率密度分布を用いて、竜巻最大風速のハザード曲線を算定していることを確認。</p>	<p>① (2-3)②により、これら算定したハザード曲線から、年超過確率 10⁻⁵ における竜巻風速 VB2 を求めると、70m/s となることを確認した。算出は以下のとおり。</p> <p>東京工芸大学委託成果によれば、Wen and Chu が竜巻に遭遇し、かつ竜巻風速がある値以上となる確率モデルの推定法を提案している。竜巻の発生がポアソン過程に従うと仮定した場合、竜巻の年発生数の確率分布は、(a)式に示すポリヤ分布の適合性が良いとされている。本ハザード曲線の算定においても、東京工芸大学委託成果にならって適合性の良いポリヤ分布により設定する。</p> $P_T(N) = \frac{(vT)^N}{N!} (1 + \beta vT)^{-(N+1/\beta)} \prod_{k=1}^{N-1} (1 + \beta k) \quad (a)$ <p>ここで、Nは竜巻の年発生数、ν は竜巻の年平均発生数、Tは年数である。 βは分布パラメータであり、式(b)で示される。</p> $\beta = \left(\frac{\sigma^2}{\nu} - 1 \right) \times \frac{1}{\nu} \quad (b)$ <p>ここで、σ は竜巻の年発生数の標準偏差である。 Dを対象とする構造物が風速 V0 以上の竜巻風速に遭遇する事象と定義し、竜巻影響評価の対象構造物が1つの竜巻に遭遇し、その竜巻の風速が V0 以上となる確率を R(V0)とした時、T年以内にいずれかの竜巻に遭遇し、かつ竜巻風速が V0 以上となる確率は、以下の式(c)となる。</p> $P_{V_0, T}(D) = 1 - [1 + \beta \nu R(V_0)T]^{-1/\beta} \quad (c)$ <p>この R(V0)は、竜巻影響評価の対象地域の面積を A0（つまり竜巻検討地域の面積=38,895km²）、1つの竜巻に遭遇し、竜巻風速が V0 以上となる面積を DA(V0)とすると、式(d)で示される。</p> $R(V_0) = \frac{E[DA(V_0)]}{A_0} \quad (d)$ <p>ここで、E[DA(V0)]は DA(V0)の期待値を意味する。 本評価では、以下のようにして、DA(V0)の期待値を算出し、式(d)により、R(V0)を推定して、式(c)により、P_{V0, T}(D)を求める。風速を V、被害幅を w、被害長さを l、移動方向を α 及び構造物の寸法を A、B とし、f(V, w, l)等の同時確率密度関数を用いると、DA(V0)の期待値は式(e)で示される（Garson et al. (3)）。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		$E[DA(V_0)] = \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} W(V_0) l f(V, w, l) dV dw dl$ $+ \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} H(\alpha) l f(V, l, \alpha) dV d\alpha$ $+ \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} W(V_0) G(\alpha) f(V, w, \alpha) dV dw d\alpha$ $+ AB \int_{V_0}^{\infty} f(V) dV \tag{e}$ <p>ここで、式(e)の右辺第1項は、竜巻の被害幅と被害長さの積、つまり被害面積を表しており、いわゆる点構造物に対する被害、第2項及び第3項は、被害長さ・被害幅と構造物寸法の積、つまり構造物の被害面積を表す。第4項は構造物面積 AB に依存する項を示す。</p> <p>また、H(α) 及び G(α) はそれぞれ、竜巻の被害長さ及び被害幅方向に沿った面に竜巻影響評価対象構造物を投影した時の長さである。e 項にて竜巻影響エリアを円形で設定しているため、H、G とともに竜巻影響エリアの直径 350m で一定（竜巻の移動方向に依存しない）となる。S は「第 8.1.12 図 竜巻影響エリア」に示す竜巻影響エリアの面積（直径 350m の円の面積：96,212m²）を表す。円の直径を L とした場合の計算式は式(f)で示される。</p> $E[DA(V_0)] = \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} W(V_0) l f(V, w, l) dV dw dl$ $+ L \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} f(V, l) dV dl + L \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} W(V_0) f(V, w) dV dw + S \int_{V_0}^{\infty} f(V) dV \tag{f}$ <p>また、W(V₀)は、竜巻の被害幅のうち風速が V₀ を超える部分の幅であり、式(g)で示される。この式により、被害幅内の風速分布に応じて被害様相に分布があることが考慮されている（Garson et al. (3)、Garson et al. (4)）。</p> $W(V_0) = \left(\frac{V_{min}}{V_0} \right)^{1/1.6} w \tag{g}$ <p>ここで、係数の 1.6 について、既往の研究では例えば 0.5 や 1.0 などの値も提案されている。ガイドにて参照している Garson et al. (4) では、観測値が不十分であるため 1.6 を用いることが推奨されており、本検討でも 1.6 を用いる。また、高浜発電所の竜巻影響評価では、ランキン渦モデルによる竜巻風速分布に基づいて設計竜巻の特性値等を設定している。ランキン渦モデルは高さ方向によって風速及び気圧が変化しないため、地表から上空まで式(g)を適用できる。なお、式(g)において係数を 1.0 とした場合がランキン渦モデルに該当する。</p> <p>また、V_{min} は、Gale intensity Velocity と呼ばれ、被害が発生し始める風速に位置づけられる。米国気象局 NWS (National Weather Service) では、34~47 ノット (17.5~24.2m/s) とされている。なお、日本の気象庁が使用している風力階級では、風力 8 が疾強風 (gale: 17.2~20.7m/s)、風力 9 は大強風 (strong gale: 20.8~24.4m/s) と分類されており、風力 9 では「屋根瓦が飛ぶ。人家に被害が出始める。」とされている。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>② 竜巻最大風速の確率密度分布の積分の上限値を設定する場合は、竜巻最大風速の評価を行うハザード曲線が不自然な形状にならないように留意していることを確認。</p>	<p>以上を参考に、$V_{min}=25\text{m/s}$ とする。なお、この値は $F0$ ($17\sim 32\text{m/s}$) のほぼ中央値に相当する。海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km 全域を対象に算定したハザード曲線より、年超過確率 10^{-5} における竜巻風速 $VB2$ を求めると、58m/s となる。「第 8.1.13 図 竜巻最大風速のハザード曲線（海側、陸側±5km 全域の評価）」に海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km 全域における竜巻最大風速のハザード曲線を示す。</p> <p>出典元 (3) Garson. R. C., Morla-Catalan J. and Cornell C.A. (1975) : Tornado DesignWinds Based on Risk. Journal of the Structural Division, ASCE, Vol.101, No. ST9, pp.1883-1897. (4) Garson. R. C., Morla-Catalan J. and Cornell C.A. (1975) : Tornado Risk Evaluation using Wind Speed Profiles. Journal of the Structural Division, ASCE, Vol.101, No. ST5, pp.1167-1171.</p> <p>補足説明資料において、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 ($VB2$) の評価にあたって、使用した解析コード「竜巻ハザード評価プログラム」の概要及び検証と妥当性確認の内容が示されている。(P6 竜-別添 1 補足-559~579)</p> <p>② 竜巻最大風速の確率密度分布の積分の上限値を設定していないことを確認した。</p>
<p>(5) 年超過確率 (P_{B2}) に対応する竜巻最大風速 ($VB2$) の算定</p> <p>上記で算定した竜巻最大風速のハザード曲線において年超過確率が P_{B2} ($\leq 10^{-5}$ (暫定値)) の竜巻最大風速を $VB2$ とする。</p>  <p>解説図 3.4 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 ($VB2$) の算定フロー</p>	<p>(2-5) 年超過確率 (P_{B2}) に対応する最大風速 ($VB2$) の算定</p> <p>① 算定した竜巻最大風速のハザード曲線において年超過確率が P_{B2} ($\leq 10^{-5}$ (暫定値)) の竜巻最大風速を $VB2$ としていることを確認。</p>	<p>① 1km 範囲ごとの評価は、1km 幅は変えずに順次ずらして移動するケース（短冊ケース）を設定して評価する。評価の条件として、竜巻検討地域外で発生して竜巻検討地域内に移動した竜巻である通過竜巻も発生数としてカウントしている。被害幅及び被害長さは、それぞれ 1km 範囲内の被害幅及び被害長さを用いている。</p> <p>上記評価条件に基づいて、海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km 全域の評価と同様の方法で算定したハザード曲線より、年超過確率 10^{-5} における竜巻風速 $VB2$ を求めると、海側 $0\sim 1\text{km}$ を対象とした場合の 70m/s が最大となることを確認した。「第 8.1.14 図 竜巻最大風速のハザード曲線 (1km 範囲ごとの評価)」を示す。</p>

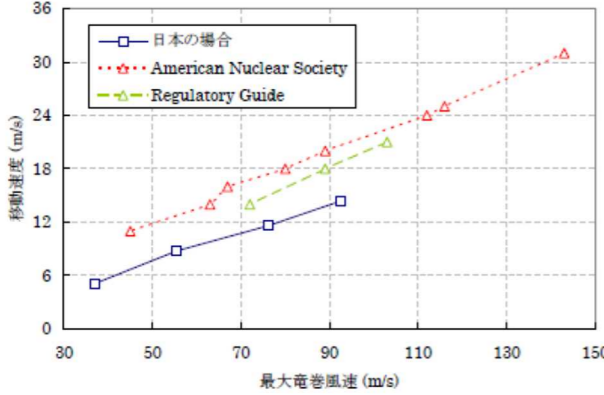
(3) 設計竜巻の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>3.4 設計竜巻の設定</p> <p>以下の基本的な方針に基づいて設計竜巻の最大風速（VD）及び特性値を設定する。ここで、VD は最大瞬間風速とする。</p> <p>(1) 設計竜巻の最大風速（VD）は、原子力発電所が立地する地域の特性（地形効果による竜巻の増幅特性等）等を考慮して、科学的見地等から基準竜巻の最大風速（VB）の適切な割り増し等を行って設定されていること。なお、VD は、VB を下回らないものとする。</p>	<p>基準竜巻の最大風速（VB）の設定を踏まえて、原子力発電所が立地する地域の特性や竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の特性等を考慮して、設計竜巻の最大風速（VD）及び特性値を設定しているか。</p> <p>(1) 設計竜巻の最大風速（VD）の設定</p> <p>① 設計竜巻の最大風速（VD）は、原子力発電所が立地する地域の特性（地形効果による竜巻の増幅特性等）等を考慮して、科学的見地等から基準竜巻の最大風速（VB）の適切な割り増し等を行って設定されていることを確認。</p> <p>② 上記の竜巻の増幅可能性については、文献等に基づく検討、地形効果などの特性の考慮、発電所周辺の地形を模擬したモデルによるシミュレーション解析等、網羅的に評価し考察がなされていることを確認。</p>	<p>① 設計竜巻の最大風速の設定に当たり、本発電所の地形等を踏まえれば、基準竜巻の最大風速を割り増す必要がなく、基準竜巻の最大風速を設計竜巻の最大風速ととしていることを確認した。</p> <p>② 竜巻の増幅可能性について以下のとおり考察した結果、地形効果による竜巻の増幅の可能性は低いことを確認した。</p> <p>発電所が立地する地域の特性として、周辺の地形や竜巻の移動方向を考慮して、基準竜巻の最大風速の割り増しを検討し、設計竜巻の最大風速を設定することを確認した。</p> <p>高浜発電所の立地する地形は、二方を山に囲まれ北西及び北東が開かれた狭隘な地形である。竜巻の渦は地表面粗度の影響を受けやすい。力学的な知見からは、風洞を用いた竜巻状流れ場の可視化実験（松井・田村(5)）等において、旋回流のパラメータの一つであるスワール比（上昇流の運動量に対する角運動量の比）に応じて、地表面粗度が旋回流速度の低下に影響を与えることが分かっている。</p> <p>最近の知見として、ラージ・エディター・シミュレーション（以下「LES」という。）による非定常乱流解析（Lewellen. D. C., and Lewellen. W. S. (6)）で得られたスワール比に依存した竜巻の渦構造に関する知見が妥当であることが実際の竜巻近くで行った観測結果から示唆されている（Karstens et al. (7)）。LES を用いた非定常乱流場の数値解析結果では、スワール比が下がるのと同様の効果として、地表面粗度が旋回流の接線風速を弱める効果を有することが示唆されている（Natarajan and Hangan(8)）。</p> <p>したがって、地表面粗度が大きい陸上部・山岳部を通過する際、竜巻旋回流の強さは粗度の影響を受けて減衰するため、高浜発電所の立地する地形では、竜巻が発生したとしても竜巻が増幅することを考慮する必要はないと考えられる。</p> <p>一方、斜面における竜巻の増幅については、下り斜面で増幅するという知見と、上り斜面で増幅するという知見の両方が存在しており、現時点で、地形効果による竜巻増幅を十分に評価できるだけの信頼性を有する知見は存在しない。高浜発電所の場合、敷地の南西側に山が存在することから、敷地南西側の山から発電所に進入する場合には、Forbes(9)や Lewellen(10)が増幅するとしている下り斜面に該当する。</p> <p>そこで、敷地南西側の山から竜巻が発電所に進入することについては、地表面粗度が大きい山間部を越</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ 竜巻の減衰の効果は考慮していないことを確認。（VD は、VB を下回らない。）</p>	<p>えてくることは考えにくいものの、下り斜面で増幅する可能性があることから、竜巻の移動方向について分析を行う。</p> <p>高浜発電所の近傍エリアとして、鳥取県から石川県での竜巻の移動方向を調査した結果を「第 8.1.16 図 竜巻の移動方向の個数（鳥取県～石川県）」と「第 8.1.17 図 竜巻の移動方向（鳥取県～石川県）」に示す。</p> <p>35 個の発生竜巻の内、竜巻の移動方向が海上から陸側へ向かう方向（北方向以外）が 32 個で 91%を占めている。以上より、高浜発電所付近の竜巻は、海上から陸側へ向かう方向が卓越している。</p> <p>竜巻の移動方向の分析結果から、高浜発電所への竜巻の進入ルートは、地形が平坦な海側からとなる可能性が高い。</p> <p>高浜発電所では、海上で発生した竜巻が発電所敷地に進入する可能性が高く、知見にある下り斜面における増幅については、海上で発生した竜巻は上り勾配と下り勾配で相殺されるため、地形効果による竜巻の増幅を考慮する必要はないと考えられる。</p> <p>したがって、基準竜巻の最大風速に対する割り増しは行わず、設計竜巻の最大風速 VD は 92m/s とする。</p> <p>出典元</p> <p>(5) 松井正宏、田村幸雄（2005）：竜巻状流れ場の可視化実験および流速計測によるスワール比、粗度の影響、東京工芸大学工学部紀要、28、pp.113-119.</p> <p>(6) Lewellen. D. C., and Lewellen. W. S. (2007) : Near-surface intensification of tornado vortices. J. Atmos. Sci., 64, 2176-2194.</p> <p>(7) Karstens. C. D., Samaras. T. M., Lee. B. D., Gallus Jr. W. A., and Finley. C. A. (2010) : Near-ground pressure and wind measurements in tornadoes. Mon. Wea. Rev., 138, 2570-2588.</p> <p>(8) Natarajan. D., and Hangan. H. (2012) : Large eddy simulations of translation and surface roughness effects on tornado-like vortices, journal of wind engineering and industrial aerodynamics, 104-106, pp. 577-584.</p> <p>(9) Forbes. G. S. (1998) : Topographic Influences on Tornadoes in Pennsylvania, 19th Conference on Severe Local Storms, American Meteorological Society, Minneapolis, MN, pp.269-272.</p> <p>(10) Lewellen. D. C. (2012) : Effects of Topography on Tornado Dynamics: A Simulation Study, 26th Conference on Severe Local Storms, American Meteorological Society, Nashville, TN, 4B.1.</p> <p>③ 竜巻の減衰の効果は考慮していないことを確認した。</p>

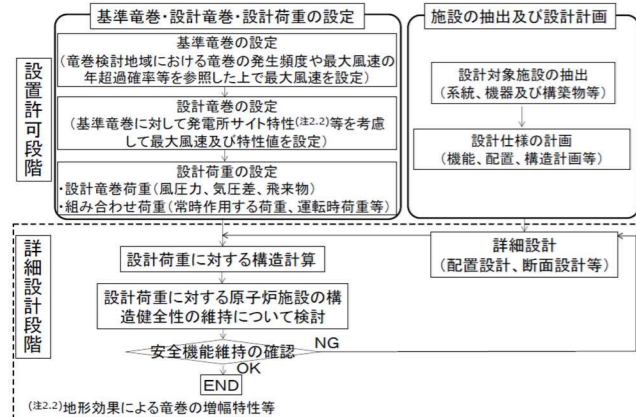
設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(2) 設計竜巻の特性値は、設計竜巻の最大風速（VD）、並びに竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の特性等を考慮して適切に設定する。</p> <p>【解説】 解説 3.4 設計竜巻の最大風速（VD）及び特性値の設定</p> <p>解説 3.4.1 設計竜巻の最大風速（VD）の設定で考慮する地形効果による竜巻の増幅特性 丘陵等による地形効果によって竜巻が増幅する可能性があると考えられる（参 9 ほか）ことから、原子力発電所が立地する地域において、設計対象施設の周辺地形等によって竜巻が増幅される可能性について検討を行い、その検討結果に基づいて設計竜巻の最大風速（VD）を設定する。</p> <p>なお、竜巻が丘陵や段差等の上空を通過した際には、竜巻が減衰する可能性が指摘されている（参 10、参 11）が、VD の設定においては、そのような減衰の効果は考慮しない。</p> <p>解説 3.4.2 設計竜巻の特性値の設定 解説 3.4.2.1 概要 竜巻検討地域で観測された竜巻に関する情報、並びに設計竜巻の最大風速（VD）等に基づいて、下記(1)～(5)に示す設計竜巻の各特性値を設定する。</p> <p>(1) 移動速度（VT） (2) 最大接線風速（VRm） (3) 最大接線風速半径（Rm） (4) 最大気圧低下量（ΔP_{max}） (5) 最大気圧低下率（dp/dt）max</p> <p>(1)～(5)の各特性値については原則として、十分な信頼性を有した観測記録等に基づいて設定したものを、その根拠の明示を条件として用いる。ただし、設定に足る十分な信頼性を有した観測記録</p>	<p>(2) 設計竜巻の特性値の設定</p> <p>① 設計竜巻の特性値（移動速度（VT）、最大接線風速（VRm）、最大接線風速半径（Rm）、最大気圧低下量（ΔP_{max}）、最大気圧低下率（dp/dt）max）については、設計竜巻の最大風速（VD）及び竜巻検討地域において過去に発生した竜巻の特性等を考慮して設定されていることを確認。</p> <p>竜巻検討地域における竜巻に関する観測データが不足している等の理由で、観測データに基づく数学モデルの構築が困難な場合には、米国 NRC の基準類を参考として、ランキン渦モデルと仮定して特性値を算出していることを確認。</p> <p>② ランキン渦モデルより複雑な竜巻渦を仮定した数学モデル等を使用する場合には、その技術的妥当性が示されていることを確認。</p>	<p>① また、設計竜巻の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会（NRC）の基準類を参考としたモデルを用いていることを確認した。</p> <p>② ランキン渦モデルより複雑な竜巻渦を仮定した数学モデル等は使用していない。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>等がない場合には、解説3.4.2.2及び3.4.2.3に示す方法で各特性値を設定することができる。</p> <p>解説 3.4.2.2 設計竜巻の特性値の設定に係る基本的な考え方</p> <p>竜巻に関する観測データが不足している等の理由により、観測データ等に基づいた十分に信頼できる数学モデルの構築が困難な場合は、米国 NRC の基準類(参 4)を参考として、ランキン渦モデルを仮定して竜巻特性値を設定する。解説図 3.5 にランキン渦モデルの概要を示す。ランキン渦では、高さ方向によって風速及び気圧が変化しない平面的な流れ場を仮定している。</p> <p>なお、ランキン渦モデルに比べてより複雑な竜巻渦を仮定した数学モデル等を使用して竜巻特性値を設定する場合は、その技術的な妥当性を示す必要がある。</p> <div data-bbox="181 1171 774 1325" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">  <p style="font-size: small;"> V_T: 竜巻の移動速度 V_R: 接線風速、r: 竜巻渦中心からの半径 V_{Rm}: 最大接線風速、R_m: 最大接線風速が生じる位置での半径 $V_R = V_{Rm} \cdot (r/R_m)$ ($r \leq R_m$ の範囲) $V_R = V_{Rm} \cdot (R_m/r)$ ($r \geq R_m$ の範囲) </p> </div> <p>解説図 3.5 ランキン渦モデルの概要</p> <p>解説 3.4.2.3 設計竜巻の特性値の設定</p> <p>(1) 設計竜巻の移動速度 (VT) の設定</p> <p>設計竜巻の移動速度 (VT) は、以下の算定式を用いて VD から VT を算定する。</p> $VT = 0.15 \cdot VD \cdots (3.1)$ <p>ここで、VD (m/s) は設計竜巻の最大風速を表す。</p> <p>(3.1) 式は、解説図 3.6 に示される日本の竜巻の観測記録に基づいた竜巻移動速度と最大風速との関係(参 3)を参考として設定したものである。解</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>説図 3.6 をみると、青線で示す日本の竜巻による移動速度は、米国 NRC の基準類等(参 4)による移動速度と比べて、同じ最大竜巻風速に対して小さい。解説図 3.6 に示される日本の竜巻に対する移動速度は、藤田スケールに基づいた区分(F3、F2 及び F2~F3、F1 及び F1~F2、F0 及び F0~F1) ごとの平均値であるが、日本で発生する竜巻を個別にみれば、スーパーセルに伴って発生する竜巻等、米国の竜巻に比べて移動速度が速いものも存在すると考えられる。</p> <p>本ガイドでは、設計竜巻の最大速度 (VD) が一定の場合、移動速度が遅い方が、最大気圧低下量 (ΔP_{max}) が大きな値になる ((3.2) 式、(3.4) 式) ことを考慮して、スーパーセルに伴って発生する竜巻等の移動速度が速い竜巻の特性は採用せずに、観測記録の平均値に基づいた解説図 3.6 の日本の竜巻における移動速度と最大竜巻風速の関係に基づく (3.1) 式を採用することにした。</p>  <p>解説図 3.6 竜巻の移動速度と最大風速の関係(参 3)</p> <p>(2) 設計竜巻の最大接線風速 (VRm) の設定 設計竜巻の最大接線風速 (VRm) は、米国 NRC の基準類(参 4)を参考として、以下の算定式を用いて VRm を算定する。</p> $VRm = VD - VT \dots (3.2)$ <p>ここで、VD (m/s) 及び VT (m/s) は、設計竜巻の最</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>大風速及び移動速度である。</p> <p>（3）設計竜巻の最大接線風速が生じる位置での半径 (Rm) の設定 設計竜巻の最大接線風速が生じる位置での半径 (Rm) は、日本における竜巻の観測記録をもとに提案された竜巻モデル(参 3)に準拠して以下の値を用いる。 $Rm = 30 \text{ (m)} \cdots (3.3)$</p> <p>（4）設計竜巻の最大気圧低下量 (ΔP_{max}) の設定 設計竜巻の最大気圧低下量 (ΔP_{max}) は、米国 NRC の基準類(参 4)を参考として、ランキン渦モデルによる風速分布に基づいて、最大気圧低下量 (ΔP_{max}) を設定する。 $\Delta P_{max} = \rho \cdot VRm^2 \cdots (3.4)$ ここで、ρ 及び VRm は、それぞれ空気密度、設計竜巻の最大接線風速を示す。</p> <p>（5）設計竜巻の最大気圧低下率 ((dp/dt)max) の設定 設計竜巻の最大気圧低下率 ((dp/dt)max) は、米国 NRC の基準類(参 4)を参考として、ランキン渦モデルによる風速分布に基づいて、最大気圧低下量 (ΔP_{max}) 及び最大気圧低下率 ((dp/dt)max) を設定する。 $(dp/dt)_{max} = (VT/Rm) \cdot \Delta P_{max} \cdots (3.5)$ ここで、VT 及び Rm は、それぞれ設計竜巻の移動速度及び最大接線風速が生じる位置での半径を表す。</p>		

3. 設計荷重の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2.2.1 設計の基本フロー</p> <p>図2.1に設計の基本フローを示す。設置許可段階では、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重が適切に設定されていること、並びに設計荷重に対して、機能・配置・構造計画等を経て抽出された設計対象施設の安全機能が維持される方針であることを確認する。ただし、設計荷重については、設置許可段階において、その基本的な種類や値等が適切に設定されていることを確認する。</p>  <p>図 2.1 設計の基本フロー</p> <p>【解説】 解説 2.2.1 設計の基本フロー</p> <p>詳細設計段階においては、配置・断面設計等を経て詳細な仕様が設定された施設を対象に、設計荷重の詳細を設定し、設計荷重に対する構造計算等を実施し、その結果得られた施設の変形や応力等が構造健全性評価基準を満足すること等を確認して、安全機能が維持されることが確認されることを想定している。</p>	<p>設置許可段階において、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重が適切に設定されているか。（設計荷重については、その基本的な種類や値等が設定されているか。） （⇒ 3.（1）へ）</p> <p>設計荷重に対して、機能・配置・構造計画等を経て抽出された設計対象施設の安全機能が維持される方針としているか。（⇒ 4. へ）</p>	<p>竜巻に対する防護設計を行うため、設計竜巻の最大風速にさらに余裕を持たせた竜巻（最大風速 100 m/s）による設計竜巻荷重を設定している。設計竜巻荷重としては、「風圧力による荷重」、「評価対象施設内外の気圧差による荷重」及び「飛来物の衝撃荷重」を設定していることを確認した。</p>
<p>2.2.2 設計対象施設に作用する荷重</p> <p>以下に示す設計荷重を適切に設定する。</p> <p>（1）設計竜巻荷重</p> <p>設計竜巻荷重を以下に示す。</p> <p>① 風圧力</p>	<p>竜巻に対する防護設計を行うためには、設計竜巻による荷重（以下「設計竜巻荷重」という。）とその他の荷重を適切に組み合わせた荷重（以下「設計荷重」という。）を設定しているか。</p> <p>（1）設計竜巻荷重</p> <p>設計竜巻荷重として、以下を設定しているか。</p> <p>① 風圧力（⇒ 3.（1-1）へ） ② 気圧差による圧力（⇒ 3.（1-2）へ）</p>	

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

(1) 設計竜巻荷重

(1-1) 風圧力の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(1) 設計竜巻荷重」で示した「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「飛来物の衝撃荷重」について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重を設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【解説】</p> <p>解説 4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.1 設計竜巻の最大風速による風圧力の設定</p> <p>解説 4.3.1.1.1 概要</p> <p>設計竜巻の最大風速(VD)等に基づいて、設計竜巻によって設計対象施設に作用する風圧力を設定する。</p> <p>解説 4.3.1.1.2 基本的な考え方</p> <p>(1) 風圧力の算定に用いる風力係数</p> <p>竜巻によって生じた被害状況と対応する最大風速は、一般的には、竜巻等の非定常な流れ場の気流性状を考慮した風力係数を用いるのではなく、いわゆる通常の強風等を対象とした風力係数を用いて、逆算により推定されることから、本ガイドにおける風圧力の算定には、通常の強風等を対象とした風力係数を用いることを基本とする。</p> <p>(2) 設計竜巻による鉛直方向の風圧力</p> <p>竜巻による最大風速は、一般的には、竜巻によって生じた被害状況と対応する水平方向の風速として算定される。しかしながら、実際の竜巻によって生じた被害は、少なからず鉛直方向の風速の影響も受けていると考えられる。</p> <p>よって、本ガイドでは、設計竜巻の水平方</p> </div>	<p>① 設計竜巻の最大風速(VD)等に基づき、通常の強風等を対象とした風力係数を用いて、設計対象施設に作用する風圧力を設定する方針としていることを確認。</p> <p>② 鉛直方向の風圧力に対して特に脆弱と考えられる設計対象施設が存在する場合は、鉛直方向の風圧力を考慮した設計を行う方針としていることを確認。</p>	<p>① 風圧力による荷重は、設計竜巻の最大風速による荷重であり、「建築基準法」等及び「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説」に準拠して、次式のとおり算出することを確認した。</p> $W_w = q \cdot G \cdot C \cdot A$ <p>ここで、</p> <p>W_w : 風圧力による荷重</p> <p>q : 設計用速度圧</p> <p>G : ガスト影響係数(=1.0)</p> <p>C : 風力係数(施設の形状や風圧力が作用する部位(屋根・壁等)に応じて設定する。)</p> <p>A : 施設の受圧面積</p> $q = 1/2 \cdot \rho \cdot V_D^2$ <p>ここで、</p> <p>ρ : 空気密度</p> <p>V_D : 設計竜巻の最大風速</p> <p>② 竜巻による最大風速は、一般的には水平方向の風速として算定されるが、鉛直方向の風圧力に対して弱い弱と考えられる竜巻防護施設等が存在する場合には、鉛直方向の最大風速等に基づいて算出した鉛直方向の風圧力についても考慮した設計としていることを確認した。</p>

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

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

（1-2）気圧差による圧力

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(1) 設計竜巻荷重」で示した「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「飛来物の衝撃荷重」について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重を設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【解説】</p> <p>解説 4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.2 設計竜巻における気圧低下によって生じる設計対象施設内外の気圧差による圧力の設定</p> <p>解説 4.3.1.2.1 概要</p> <p>前記において設定した設計竜巻による最大気圧低下量(ΔPmax)及び最大気圧低下率(dP/dt)maxに基づいて設計対象施設に作用する気圧差による圧力を設定する。</p> <p>解説 4.3.1.2.2 基本的な考え方</p> <p>設計竜巻によって引き起こされる最大気圧低下量及び最大気圧低下率によって設計対象施設に作用する圧力を算定する際の基本的な考え方を以下に示す。なお、以下の考え方は、米国 NRC 基準類(参 12)を参考としている。</p> </div>	<p>① 設計竜巻による最大気圧低下量(ΔPmax)及び最大気圧低下率(dP/dt)maxに基づいて設計対象施設に作用する気圧差による圧力を設定する方針としていることを確認。</p> <p>(1) 建屋・構築物等 → 建屋・構築物等の主要な部材（壁、屋根等）以外に、以下の施設も検討対象としているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋・構築物等の開口部に設置された窓、扉、シャッター等 ・ 外気と隔離されているとみなせる区画の隔壁等（天井等） <p>(2) 設備 → 設備の主要な部材以外に、以下の設備も検討対象としているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外気と隔離されているとみなせる区画の境界部（空調系ダクト類等） ・ 圧力差の影響を受け得る計器類や空調装置等 	<p>① 外気と隔離されている区画の境界部が気圧差による圧力影響を受ける設備及び竜巻防護施設を内包する施設の建屋壁、屋根等においては、設計竜巻による気圧低下によって生じる竜巻防護施設等の内外の気圧差による圧力荷重が発生し、保守的に「閉じた施設」を想定し次式のとおり算出することを確認した。</p> $W_p = \Delta P_{max} \cdot A$ <p>ここで、 W_p : 気圧差による荷重 ΔP_{max} : 最大気圧低下量 A : 施設の受圧面積</p>

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

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

（1－3）飛来物の衝撃荷重

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(1) 設計竜巻荷重」で示した「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「飛来物の衝撃荷重」について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重を設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>【解説】</p> <p>解説 4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.3 設計竜巻による飛来物が設計対象施設に衝突する際の衝撃荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.3.1 概要</p> <p>設計竜巻の最大風速 (VD) 及び特性値等に基づいて、設計飛来物を選定あるいは設定し、それら設計飛来物の飛来速度を設定する。そして、設計飛来物が設定した飛来速度で設計</p> </div>	<p>設計竜巻の最大風速 (VD) 及び特性値等に基づいて、設計飛来物を選定あるいは設定し、それら設計飛来物の飛来速度を設定しているか。</p> <p>また、設計飛来物が設定した飛来速度で設計対象施設に衝突することを想定して、飛来物の衝突による設計対象施設への衝撃荷重を設定する方針としているか。</p> <p>(1) 設計飛来物の選定</p> <p>① 発電所敷地内において飛来物となり得るものを現地調査等により網羅的に抽出していることを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、竜巻による設備等の損壊による二次的な飛来物の発生についても、評価の対象に含めて検討を行ったことが示されていることを確認。</p>	<p>確認結果（高浜）</p> <p>① プラントウォークダウンによる敷地全体を俯瞰した調査・検討を行い、発電所構内の資機材等の設置状況を踏まえ、竜巻防護施設等に衝突する可能性のある飛来物を抽出していることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、竜巻による設備等の損壊による二次的な飛来物を検討した結果、分解され小型軽量となる物品（屋外屋根、シャッター、ガラス窓）については設計飛来物である鋼製材（剛飛来物）の評価で包含されることが示されている。（6竜-別添1補足-189～208）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>対象施設に衝突することを想定して、飛来物の衝突による設計対象施設への衝撃荷重を設定する。</p> <p>解説 4.3.1.3.2 基本的な考え方</p> <p>竜巻等の突風による被害は、風圧力によって引き起こされるだけでなく、飛来物による被害もかなりの部分を占める。また、竜巻による飛来物は上昇気流の影響もあって比較的遠方まで運ばれる可能性がある。これらの事項に留意して、設計対象施設に到達する可能性がある飛来物について検討を行った上で、設計飛来物を選定あるいは設定する。</p> <p>一般的には、遠方からの飛来物は相対的に重量が軽いものが多く、仮に衝突した場合でも衝撃荷重は相対的に小さいと考えられることから、設計対象施設に到達する可能性がある飛来物を検討する範囲は、原子力発電所の敷地内を原則とする。ただし、原子力発電所の敷地外からの飛来物による衝撃荷重が、原子力発電所の敷地内からの飛来物による衝撃荷重を上回ると想定され得る場合は、原子力発電所の敷地外からの飛来物も考慮する。</p> <p>また、設計飛来物として、最低限以下の①～③を選定あるいは設定することとする。なお、以下の①～③の設定にあたっては、米国NRCの基準類(参13)を参考とした。</p> <p>① 大きな運動エネルギーをもつ飛来物（自動車等）</p> <p>② 施設の貫入抵抗を確認するための固い飛来物（鉄骨部材等）</p> <p>③ 開口部等を通過することができる程度に小さくて固い飛来物（砂利等）</p> <p>解説 4.3.1.3.3 設計飛来物の速度の設定</p> <p>(1) 基本的な考え方</p>	<p>③ 設計飛来物の設定は、運動エネルギーや貫通力の大きさ等を踏まえ、代表性のあるものを選定あるいは設定していることを確認。</p> <p>少なくとも、以下の設計飛来物を選定あるいは設定していることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 大きな運動エネルギーをもつ飛来物（自動車等） ➢ 施設の貫入抵抗を確認するための固い飛来物（鉄骨部材等） ➢ 開口部等を通過することができる程度に小さく固い飛来物（砂利等） <p>④ 【運用上の方針】衝突時に設計対象施設に与えるエネルギーが設計飛来物以上となるものについては、固定または固縛等により飛散を防止し衝突させないようにしていることを確認。</p> <p>(2) 設計飛来物の速度の設定</p> <p>① 設計飛来物に設定する速度は、設計竜巻によって飛来した際の最大速度としていることを確認。</p> <p>② 設計飛来物の最大水平速度(MVHmax)は、非定常な乱流場を数値的に解析できる計算手法等による計</p>	<p>③ このうち「飛来物の衝撃荷重」の設定に当たっては、本発電所構内において飛来物となり得るものを現地調査等により抽出した上で、運動エネルギー及び貫通力の大きさを踏まえ、設計上考慮すべき飛来物（以下「設計飛来物」という。）を設定していることを確認した。</p> <p>竜巻防護施設等に衝突する可能性がある飛来物のうち、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（平成25年6月19日原規技発第13061911号 原子力規制委員会決定(改正 平成26年9月17日原規技発第1409172号 原子力規制委員会決定)）を参考にして鋼製材を設計飛来物として設定することを確認した。防護ネットや防護鋼板による竜巻飛来物防護対策設備の形状、寸法を設定する飛来物として鋼製パイプ、鋼製材より小さく竜巻飛来物防護対策設備を通過する可能性がある砂利を設計飛来物として設定することを確認した。</p> <p>飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギー及び貫通力が設定する設計飛来物である鋼製材よりも大きなものの固縛や竜巻襲来が予想される場合の車両の退避等の飛来物発生防止対策を行うことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、設計飛来物の選定と評価に使用するパラメータが示されている。(P6 竜-別添1-45～49)</p> <p>④ その上で、衝突時に設計対象施設に与えるエネルギーが設計飛来物によるものより大きくなるものについては、浮き上がりや横滑りの有無を考慮した上で、固定、固縛、車両の退避等により確実に飛来物とならないようにする運用としていることを確認した。</p> <p>また、以下のとおり飛来物発生防止対策について手順等を定めることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛来時の運動エネルギー、貫通力が設計飛来物である鋼製材よりも大きなものについては、管理規定を定め、設置場所等に応じて固縛、建屋内収納又は撤去により飛来物とならない管理を行う手順等を整備し、的確に実施する。 ・ 車両に関しては入構を管理するとともに、竜巻の襲来が予想される場合には、停車している場所に応じて退避又は固縛することにより飛来物とならない管理を行う手順等を整備し、的確に実施する。 <p>補足説明資料において、飛散防止対策として、現状のプラント状況を踏まえた具体的な対応が示されている。(P6 竜-別添1 補足-462～468、502～505)</p> <p>① ②、③ 設計飛来物である鋼製パイプ及び鋼製材の寸法、最大水平速度及び最大鉛直速度（VD=100m/sにおいて）は、ガイドの解説表4.1にしたがって設定されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、竜巻により発生する飛来物の速度及び飛散距離等の評価にあたって、使用した解析コード「tornado_missile」の概要及び検証と妥当性確認の内容が示されている。(P6 竜-別添1 補足-580～596)</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>設計飛来物に設定する速度は、設計竜巻によって飛来した際の最大速度とする。設計飛来物の最大水平速度(MVHmax)は、非定常な乱流場を数値的に解析できる計算手法等による計算結果等に基づいて設定することを基本とする。ただし、安全側の設計になるように、設計竜巻の最大風速(VD)を設計飛来物の最大水平速度として設定してもよい。</p> <p>設計飛来物の最大鉛直速度(MVVmax)は、最大水平速度と同様に計算等により求めても良いし、米国NRCの基準類(参4)を参考に設定した下式により算定してもよい。</p> $MVVmax = (2/3) \cdot MVHmax \quad \dots (4.3)$ <p>ここで、MVHmaxは、設計飛来物の最大水平速度を表す。</p> <p>(2) 設計飛来物の設定例</p> <p>設計飛来物の選定あるいは設定、並びに設計飛来物の最大速度を設定する際の参考として、解説表4.1に飛来物及びその最大速度の設定例を示す。解説表4.1の棒状物、板状物及び塊状物の最大水平速度(MVHmax)は、設計竜巻の最大風速(VD)=100(m/s)とした条件下で解析的に算定した結果(参3)である。また、解説表4.1の最大鉛直速度(MVVmax)は、米国NRCの基準類(参4)を参考として設定した(4.3)式を用いて算定した結果である。</p> <p>なお、解説表4.1に示した飛来物よりも小さな開口部を飛来物が通過することの影響等を確認する場合は、さらに小さな飛来物を設定する必要がある。</p> <p>解説表4.1 飛来物及び最大速度の設定例 (VD=100(m/s)の場合) (省略)</p>	<p>算結果等に基づいて設定していることを確認。(安全側に、設計竜巻の最大風速(VD)を設計飛来物の最大水平速度として設定してもよい。)</p> <p>③ 設計飛来物の最大鉛直速度(MVVmax)は、最大水平速度と同様に計算等により算出していることを確認。(最大水平速度(MVHmax)の2/3と設定してもよい。)</p> <p>(3) 設計飛来物の衝突方向、衝突範囲及び衝撃荷重の設定</p> <p>① 設計飛来物が設計対象施設に衝突する方向は、安全側の設計になるように設定する方針としていることを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、各設計飛来物による衝撃荷重は、形状及び剛性等の機械的特性を適切に設定した衝撃解析等の計算結果に基づいて設定、又は、安全側の設計となるよう剛体と仮定しているか。</p>	<p>① 衝撃荷重が大きくなる向きで設計飛来物である砂利、鋼製パイプ又は鋼製材が竜巻防護施設等に衝突した場合の衝撃荷重を算出することを確認した。</p> <p>② 衝撃荷重の算定においては、短時間の動的現象のシミュレーションに適し、大変形の非線形問題への適用で実績のある動的有限要素法の解析コード「LS-DYNA」を用いていることを確認した。(6竜-別添1補足-597~612))</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解説 4.3.1.3.4 設計飛来物の衝突方向、衝突範囲及び衝撃荷重の設定</p> <p>設計飛来物が設計対象施設に衝突する方向は、安全側の設計になるように設定する。</p> <p>設計飛来物が到達する範囲について解析結果等から想定される場合は、その技術的根拠を示した上で設計飛来物が到達しない範囲を設定することができる。</p> <p>各設計飛来物による衝撃荷重は、設計飛来物の形状及び剛性等の機械的特性を適切に設定した衝撃解析等の計算結果に基づいて設定するか、あるいは、安全側の設計となるように配慮して設計飛来物を剛体と仮定して設定してもよい。</p> <p>解説 4.3.1.4 設計竜巻荷重の組み合わせ</p> <p>設計対象施設の設計に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重(WW)、気圧差による荷重(WP)、及び設計飛来物による衝撃荷重(WM)を組み合わせた複合荷重とし、複合荷重 WT1 及び WT2 は、米国 NRC の基準類（参 12）を参考として設定した下式により算定する。</p> $WT1=WP \cdots (4.4)$ $WT2=WW +0.5 \cdot WP+ WM \cdots (4.5)$ <p>ここで、(4.4)式及び(4.5)式の各変数は下記のとおり。</p> <p>WT1、WT2：設計竜巻による複合荷重 WW：設計竜巻の風圧力による荷重 WP：設計竜巻による気圧差による荷重 WM：設計飛来物による衝撃荷重</p> <p>なお、設計対象施設には WT1 及び WT2 の両荷重をそれぞれ作用させる。</p>		

（1-4）設計竜巻荷重の組み合わせ

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(1) 設計竜巻荷重」で示した「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「飛来物の衝撃荷重」について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重を設定する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>【解説】</p> <p>解説 4.3.1 設計竜巻荷重の設定</p> <p>解説 4.3.1.4 設計竜巻荷重の組み合わせ</p> <p>設計対象施設の設計に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重(WW)、気圧差による荷重(WP)、及び設計飛来物による衝撃荷重(WM)を組み合わせた複合荷重とし、複合荷重 WT1 及び WT2 は、米国 NRC の基準類（参 12）を参考として設定した下式により算定する。</p> $WT1=WP \cdots (4.4)$ $WT2=WW +0.5 \cdot WP+ WM \cdots (4.5)$ <p>ここで、(4.4)式及び(4.5)式の各変数は下記のとおり。</p> <p>WT1、WT2：設計竜巻による複合荷重</p> <p>WW：設計竜巻の風圧力による荷重</p> <p>WP：設計竜巻による気圧差による荷重</p> <p>WM：設計飛来物による衝撃荷重</p> <p>なお、設計対象施設には WT1 及び WT2 の両荷重をそれぞれ作用させる。</p> </div>	<p>① 設計対象施設の設計に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重(WW)、気圧差による荷重(WP)、及び設計飛来物による衝撃荷重(WM)を組み合わせた複合荷重する方針としているか。</p>	<p>① 竜巻防護施設等の設計に用いる設計竜巻荷重は、設計竜巻による風圧力による荷重(WW)、気圧差による荷重(WP)、及び設計飛来物による衝撃荷重(WM)を組み合わせた複合荷重とし、複合荷重 WT1 及び WT2 は米国原子力規制委員会の基準類を参考として、以下のとおり設定することを確認した。</p> $WT1=WP$ $WT2=WW+0.5 \cdot WP+WM$ <p>なお、竜巻防護施設等には WT1 及び WT2 の両荷重をそれぞれ作用させることを確認した。</p>

（2）設計竜巻荷重と組み合わせる荷重

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4.3.2 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定</p> <p>「2.2.2 設計対象施設に作用する荷重」の「(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重」に示した各荷重について、それぞれ技術的見地等から妥当な荷重と</p>	<p>① 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として、設計対象施設に常時作用する荷重（自重）及び運転時荷重（死荷重及び活荷重）等を選定する方針としていることを確認。</p>	<p>① 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定に当たり、設計対象施設に常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせるとしていることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>して設定し、設計竜巻荷重と組み合わせる。</p>	<p>② 竜巻との同時発生が想定され得る竜巻以外の自然現象による荷重については、影響のモードや地域特性を踏まえた検討により、組み合わせることの適切性や設定する荷重の大きさ等を判断していることを確認。</p> <p>③ 竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重については、それらの発生頻度等を参照して、組み合わせることの適切性や設定する荷重の大きさ等を判断していることを確認。</p>	<p>② <u>また、竜巻と同時に発生し得る自然現象による荷重については、竜巻と同時に発生し得る自然現象が与える影響のモードを踏まえた検討により、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として考慮する必要がないとしている</u>ことを確認した。</p> <p>竜巻は積乱雲や積雲に伴って発生する現象であり、積乱雲の発達時に竜巻と同時発生する可能性がある自然現象は、雷、雪、雹及び大雨である。これらの自然現象の組合せにより発生する荷重は、以下のとおり設計竜巻荷重に包絡されることを確認した。</p> <p>① 雷 竜巻と雷が同時に発生する場合においても、雷によるプラントへの影響は、雷撃であるため雷による荷重は発生しない。</p> <p>② 雪 高浜発電所が立地する地域においては、冬期、竜巻が襲来する場合は竜巻通過前後に降雪を伴う可能性はあるが、上昇流の竜巻本体周辺では、竜巻通過時に雪は降らない。また、下降流の竜巻通過時や竜巻通過前に積った雪の大部分は竜巻の風により吹き飛ばされるため、雪による荷重は十分小さく設計竜巻荷重に包絡される。</p> <p>③ 雹 雹は積乱雲から降る直径 5mm 以上の氷の粒であり、仮に直径 10cm 程度の大型の雹を想定した場合でも、その重量は約 0.5kg である。竜巻と雹が同時に発生する場合においても 10cm 程度の雹の終端速度は 59m/s、運動エネルギーは約 0.9kJ であり、設計飛来物の運動エネルギーと比べ十分に小さく、雹の衝突による荷重は設計竜巻荷重に包絡される。</p> <p>④ 大雨 竜巻と大雨が同時に発生する場合においても、雨水により屋外施設に荷重の影響を与えることはなく、また降雨による荷重は十分小さいため、設計竜巻荷重に包絡される。</p> <p>③ <u>さらに、設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としている</u>ことを確認した。</p> <p>設計竜巻は設計基準事故の起因とはならない設計とするため、設計竜巻と設計基準事故は独立事象となる。設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さいことから、設計基準事故時荷重と設計竜巻との組合せは考慮しないことを確認した。</p> <p>仮に、風速が低く発生頻度が高い竜巻と設計基準事故が同時に発生する場合、竜巻防護施設等のうち設計基準事故時荷重が生じる設備としては動的機器である海水ポンプが考えられるが、設計基準事故時においても海水ポンプの圧力、温度が変わらず、機械的荷重が変化することはないため、設計基準事故により考慮すべき荷重はなく、竜巻と設計基準事故時荷重の組合せは考慮しないことを確認した。</p>

4. 設計対象施設の設計方針

(1) 設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2.2.3 施設の安全性の確認</p> <p>設計竜巻荷重及びその他組み合わせ荷重（常時作用している荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重等）を適切に組み合わせた設計荷重に対して、設計対象施設、あるいはその特定の区画（注 2.4）の構造健全性等が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> <p>（注 2.4）竜巻防護施設を内包する区画。</p> <p>4.4.1 概要</p> <p>設計竜巻荷重及びその他組み合わせ荷重（常時作用している荷重、竜巻以外の自然現象による荷重、設計基準事故時荷重等）を適切に組み合わせた設計荷重に対して、設計対象施設、あるいはその特定の区画（注 4.1）の構造健全性が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> <p>（注 4.1）竜巻防護施設を内包する区画。</p>	<p>設計対象施設については、設計荷重に対してその構造健全性が維持され、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計としているか。</p> <p>① 設計竜巻に対する設計方針及び使用する基準類を確認。</p>	<p>① 構築物の設計において、設計飛来物の衝突による貫通及び裏面剥離発生の有無の評価については、貫通及び裏面剥離が発生する限界厚さと部材の最小厚さを比較することにより行うことを確認した。さらに、設計荷重により、発生する変形又は応力が以下の法令、規格、規準、指針類等に準拠し算定した許容限界を下回る設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建築基準法 ・ 日本工業規格 ・ 日本建築学会及び土木学会等の規準・指針類 ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987（日本電気協会） ・ 日本機械学会の規準・指針類 ・ 原子力エネルギー協会（NEI）の規準・指針類 <p>系統及び機器の設計において、設計飛来物の衝突による貫通の有無の評価については、貫通が発生する限界厚さと部材の最小厚さを比較することにより行う。設計飛来物が貫通することを考慮する場合には、設計荷重に対して防護対策を考慮した上で、系統及び機器に発生する応力が以下の規格、規準及び指針類に準拠し算定した許容応力度等に基づく許容限界を下回る設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 日本工業規格 ・ 日本機械学会の規準・指針類 ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987（日本電気協会）
	<p>(1) 屋内の竜巻防護施設</p> <p>(1-1) 外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設</p> <p>① 設計対象から除外可能である。</p> <p>(1-2) 外殻となる施設等による防護機能が期待できない竜巻防護施設</p> <p>② 設計荷重に対して、安全機能が維持される設計とし、必要に応じて施設の補強等の防護対策を講じる方針とすることを確認。</p>	<p>① 竜巻防護施設のうち、建屋に内包され防護される施設（外気と繋がっている施設を除く。）は、建屋による防護により、設計荷重に対して安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。建屋内の竜巻防護施設（外気と繋がっている施設を除く。）は、外部しゃへい建屋、補助建屋、燃料取扱建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、制御建屋又は燃料油貯油そう基礎に内包され、設計荷重又は設計飛来物の衝突から防護されることによって、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。補足説明資料において、対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。（P2-6 竜-44）補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。（P6 竜-別添 1-51～67）</p> <p>② また、建屋の健全性が確保されず、貫通又は裏面剥離が発生する場合であっても、防護ネット等の防護対策を実施することにより、設計荷重に対して安全機能が損なわれない方針としていることを確認した。燃料取扱建屋及び補助建屋は、設計飛来物の衝突に対して外壁に貫通が発生することを考慮し、燃料取扱建屋及び補助建屋内部の竜巻防護施設のうち、設計荷重又は設計飛来物の衝突により安全機能を損なう可能性がある使用済燃料ピット及び補助建屋の E.L.+32.3m に設置されている竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。また、ディーゼル建屋及び中間建屋については、設計荷重又は設計飛来物の衝突の影響により、開口部</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>建具に貫通が発生することを考慮し、開口部建具付近の竜巻防護施設のうち、設計飛来物の衝突により安全機能を損なう可能性があるディーゼル発電機及び主蒸気管他が安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。（P 2-6 竜-44）</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。（P6 竜-別添 1-51～67）</p> <p>具体的な施設の設計方針を以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 使用済燃料ピット</p> <p>使用済燃料ピットは設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが燃料取扱建屋を貫通し使用済燃料ピットに衝突し安全機能を損なうことを考慮して、使用済燃料ピットに竜巻飛来物防護対策設備を設置することにより、設計飛来物の使用済燃料ピットへの侵入を防止し、使用済燃料ピットの構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>補足説明資料において、竜巻飛来物の防護対策の評価が示されている。（P6 竜-別添 1 補足-473～474、527～556）</p> <p>(b) 補助建屋の E. L. +32.3m に設置されている竜巻防護施設</p> <p>補助建屋の E. L. +32.3m に設置されている竜巻防護施設は、格納容器スプレイ系、原子炉補機冷却系、換気空調系、冷水系及び非常用電源系の設備である。設計飛来物である鋼製材が補助建屋の外壁を貫通し、これらの設備に衝突し安全機能を損なうことを考慮して、補助建屋の外壁部に竜巻飛来物防護対策設備を設置することにより、これらの設備への設計飛来物の衝突を防止し、これらの設備の構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>補足説明資料において、竜巻飛来物の防護対策の評価が示されている。（P6 竜-別添 1 補足-475）</p> <p>(c) ディーゼル発電機</p> <p>ディーゼル発電機は設計飛来物である鋼製材がディーゼル建屋の開口部建具であるガラリを貫通しディーゼル発電機に衝突し安全機能を損なうことを考慮して、ディーゼル建屋のガラリに竜巻飛来物防護対策設備を設置することにより、設計飛来物のディーゼル発電機への衝突を防止し、ディーゼル発電機の構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。また、竜巻によりディーゼル発電機の吸気・排気口の気圧が低下する場合及び排気口に風が流入して排気が阻害される場合でも、排気ガス温度が許容限界温度に達することはなく、運転継続が可能である設計とする。</p> <p>補足説明資料において、竜巻飛来物の防護対策の評価が示されている。（P6 竜-別添 1 補足-476）</p> <p>(d) 主蒸気管他</p> <p>主蒸気管他は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプがディーゼル建屋の開口部建具であるブローアウトパネル及び中間建屋の開口部建具である入口扉を貫通し、主蒸気管他に衝突し安全機能を損なうことを考慮して、ディーゼル建屋のブローアウトパネル及び中間建屋の入口扉に竜巻飛来物防護対策設備を設置することにより、設計飛来物の主蒸気管他への衝突を防止し、主蒸気管他の構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>補足説明資料において、竜巻飛来物の防護対策の評価が示されている。（P6 竜-別添 1 補足-477）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（2）屋外の竜巻防護施設</p> <p>① 設計荷重に対して、安全機能が維持される設計とし、必要に応じて施設の補強、飛来物となりうる物品の固縛、竜巻防護ネット、防護壁の設置等の防護対策を講じる方針とすることを確認。</p>	<p>① 屋外の竜巻防護施設は、設計荷重による影響により安全機能が損なわれない設計とする。安全機能が損なわれる場合には、必要に応じ防護ネットや防護鋼板の設置等の防護対策を講じることにより安全機能を損なわない設計としていることを確認した。</p> <p>建屋により防護される竜巻防護施設のうち、外気と繋がる施設は、設計荷重の影響を受けても、安全機能を損なわれない設計としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護する施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。（P2-6 竜-44）</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。（P6 竜-別添 1-51～67）</p> <p>具体的な施設の設計方針を以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 海水ポンプ（配管、弁を含む。）</p> <p>海水ポンプ（配管、弁を含む。）は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮して、竜巻飛来物防護対策設備による竜巻防護対策を行う。竜巻防護対策を行う海水ポンプ（配管、弁を含む。）が風圧力による荷重、気圧差による荷重、竜巻飛来物防護対策設備によって防護できない砂利による衝撃荷重、自重等の常時作用する荷重及び運転時荷重に対して構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>補足説明資料において、竜巻飛来物の防護対策の評価が示されている。（P6 竜-別添 1 補足-471、472、480～501）</p> <p>(b) 海水ストレーナ</p> <p>海水ストレーナは設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮して、竜巻飛来物防護対策設備による竜巻防護対策を行う。竜巻防護対策を行う海水ストレーナが風圧力による荷重、気圧差による荷重、竜巻飛来物防護対策設備によって防護できない砂利による衝撃荷重、自重等の常時作用する荷重及び運転時荷重に対して構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(c) 復水タンク（配管、弁を含む。）及び燃料取替用水タンク（配管、弁を含む。）</p> <p>復水タンク（配管、弁を含む。）及び燃料取替用水タンク（配管、弁を含む。）は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮して、竜巻飛来物防護対策設備による竜巻防護対策を行う。竜巻防護対策を行う復水タンク（配管、弁を含む。）及び燃料取替用水タンク（配管、弁を含む。）が風圧力による荷重、気圧差による荷重、竜巻飛来物防護対策設備によって防護できない砂利による衝撃荷重、自重等の常時作用する荷重及び運転時荷重に対して構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>なお、開放タンクである復水タンク及び燃料取替用水タンクの水位計は、差圧式水位計とし、竜巻による気圧の低下に対して水位計測信号に大きな変化が生じない設計とする。</p> <p>補足説明資料において、竜巻飛来物の防護対策の評価が示されている。（P6 竜-別添 1 補足-472、473）</p> <p>(d) 格納容器排気筒</p> <p>格納容器排気筒が竜巻防護施設を内包する施設である外部しゃへい建屋に内包されていることを考慮す</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>② 【運用上の方針】①以外の防護対策には、安全上支障がない期間に補修等を行い、確実に復旧させることを含む。</p>	<p>ると、風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しない。気圧差による荷重に対して、格納容器排気筒の構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>(e) 換気空調設備（アニュラス空気再循環設備、原子炉格納容器換気設備、補助建屋換気設備、中央制御室換気設備及びディーゼル発電機室の換気空調設備の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁）</p> <p>換気空調設備が補助建屋等に内包されていることを考慮すると、風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しない。気圧差による荷重に対して、換気空調設備の構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>② <u>ただし、設計荷重によって竜巻防護施設の安全機能が影響を受ける場合であって、安全上支障のない期間に補修等を行うことができる場合には、修復等により確実に復旧させる運用としている</u>ことを確認した。</p> <p>また、運用として、竜巻の襲来が予想される場合及び竜巻襲来後において、竜巻防護施設を防護するための操作・確認及び補修等が必要となる事項について手順等を定めることを確認した。</p> <p>対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。</p>
	<p>(3) 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設</p> <p>① 竜巻防護施設の安全機能に影響を及ぼす可能性がある施設については、設計荷重に対する当該施設の健全性評価を行い、必要に応じて固定等の防護対策を講じる方針とすることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・隣接する施設の倒壊等による影響 ・気圧差によるダクトの損傷等による影響 	<p>① <u>竜巻防護施設を内包する施設に隣接し影響を及ぼし得る施設や、気圧差等によるダクト等の損傷により竜巻防護施設の機能維持に影響を及ぼし得る施設については、設計荷重による影響を受ける場合においても竜巻防護施設に影響を与えないように設計している</u>ことを確認した。</p> <p>対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。</p> <p><u>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。(P6 竜-別添 1-68~113, 321~450)</u></p> <p>具体的な施設の設計方針を以下のとおり確認した。</p> <p>a. タービン建屋、耐火隔壁、1次系純水タンク、2次系純水タンク及び循環水ポンプ</p> <p>竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設のうち、タービン建屋、耐火隔壁、1次系純水タンク、2次系純水タンク及び循環水ポンプについては、風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及び自重等の常時作用する荷重に対して倒壊により竜巻防護施設へ波及的影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>b. ディーゼル発電機吸気・排気消音器</p> <p>ディーゼル発電機吸気・排気消音器は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプの衝突により貫通することを考慮しても、ディーゼル発電機吸気・排気消音器が損傷して閉塞することはなく、ディーゼル発電機の吸気・排気機能が維持される設計とする。さらに、ディーゼル発電機吸気・排気消音器が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。以上より、ディーゼル発電機吸気・排気消音器が、竜巻防護施設であるディーゼル発電機に機能的影響を及ぼさず、ディーゼル発電機が安全機能を損なうことのない設計とする。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>c. 主蒸気大気放出弁消音器 主蒸気大気放出弁消音器は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮しても、主蒸気大気放出弁消音器が損傷して閉塞することはなく、主蒸気大気放出弁の排気機能が維持される設計とする。さらに、主蒸気大気放出弁消音器が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。 以上より、主蒸気大気放出弁消音器が、竜巻防護施設である主蒸気大気放出弁に機能的影響を及ぼさず、主蒸気大気放出弁が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>d. 主蒸気安全弁排気管 主蒸気安全弁排気管は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮しても、主蒸気安全弁排気管が損傷して閉塞することはなく、主蒸気安全弁の排気機能が維持される設計とする。さらに、主蒸気安全弁排気管が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。 以上より、主蒸気安全弁排気管が、竜巻防護施設である主蒸気安全弁に機能的影響を及ぼさず、主蒸気安全弁が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>e. タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管 タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮しても、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管が損傷して閉塞することはなく、タービン動補助給水ポンプの機関の排気機能が維持される設計とする。さらに、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。 以上より、タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管が、竜巻防護施設であるタービン動補助給水ポンプに機能的影響を及ぼさず、タービン動補助給水ポンプが安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>f. 燃料油貯油そうべント管 燃料油貯油そうべント管は設計飛来物である鋼製材及び鋼製パイプが衝突により貫通することを考慮しても、燃料油貯油そうべント管が損傷して閉塞することはなく、燃料油貯油そうべント機能が維持される設計とする。さらに、燃料油貯油そうべント管が風圧力による荷重及び気圧差による荷重に対して、構造健全性を維持し安全機能を損なうことのない設計とする。 以上より、燃料油貯油そうべント管が、竜巻防護施設である燃料油貯油そうべントに機能的影響を及ぼさず、燃料油貯油そうべントが安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>g. 換気空調設備（バッテリー室の換気空調設備の外気と繋がるダクト・ファン及び外気との境界となるダンパ） 換気空調設備が中間建屋等に内包されていることを考慮すると、設計竜巻荷重のうち風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重は作用しない。気圧差による荷重に対しては、換気空調設備の構造健全性が維持される設計とする。 以上より、換気空調設備が、竜巻防護施設である蓄電池に機能的影響を及ぼさず、蓄電池が安全機能を損なうことのない設計とする。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（４）竜巻防護施設を内包する施設（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）</p> <p>① 設計荷重に対する当該施設の健全性評価を行い、内包する竜巻防護施設の安全機能が維持される設計とし、必要に応じて施設の補強等の防護対策を講じる方針とすることを確認。</p>	<p>① 竜巻防護施設を内包する施設の設計は、風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及び自重等の常時作用する荷重に対して主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。また、設計飛来物の衝突時においても、貫通及び裏面剥離の発生により施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>対象施設ごとに、竜巻の最大風速条件、飛来物対策、防護施設、想定する設計飛来物及び手順等について一覧表で整理されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、構造健全性の確認内容が示されている。（P6 竜-別添 1-51～67、6 竜-別添 1 補足-220～302）</p> <p>具体的な施設の設計方針を以下のとおり確認した。</p> <p>(1) 外部しゃへい建屋、中間建屋、ディーゼル建屋及び制御建屋風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及び自重等の常時作用する荷重に対して、主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。また、設計飛来物の衝突時においても、貫通及び裏面剥離の発生により当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>ただし、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響を受け、開口部建具等が損傷し当該建屋内の竜巻防護施設の安全機能を損なう可能性がある場合には、当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なわないかを評価し、安全機能を損なう可能性がある場合には、設備又は運用による竜巻防護対策を実施する。</p> <p>(2) 燃料取扱建屋及び補助建屋</p> <p>風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及び自重等の常時作用する荷重に対して、主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>ただし、設計荷重又は設計飛来物の衝突による影響を受け、屋根及び壁が損傷し当該建屋内の竜巻防護施設の安全機能を損なう可能性がある場合には、当該建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なわないかを評価し、安全機能を損なう可能性がある場合には、設備又は運用による竜巻防護対策を実施する。</p> <p>(3) 燃料油貯油そう基礎</p> <p>設計飛来物が衝突した際に、設計飛来物の貫通を防止するとともに、当該施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことのない設計とする。</p>

（2）建屋・構築物等の構造健全性の確認【工事計画】

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4.4.2 建屋、構築物等の構造健全性の確認</p> <p>設計荷重に対して、建屋・構築物等の構造健全性が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> <p>（1）設計荷重によって施設に生じる変形・応力等の算定</p> <p>建屋・構築物等の形状や特徴等を反映して設定した設計荷重によって設計対象施設に生じる変形や応力等を算定する方針である。設計対象施設に生じる変形や応力等は、その技術的な妥当性を確認した上で、原則として、現行の法律及び基準類（注4.2）等に準拠して算定する。</p> <p>（2）構造健全性の確認</p> <p>「（1）設計荷重によって施設に生じる変形・応力等の算定」で算定される変形・応力等に基づいて、設計対象施設（建屋・構築物等）が以下の構造健全性評価基準を満足する方針であることを確認する。</p> <p>① 竜巻防護施設（外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設を除く）</p> <p>設計対象施設が終局耐力等の許容限界（注4.2）に対して適切な安全余裕を有している。</p> <p>② 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設</p> <p>1) 設計対象施設あるいはその特定の区画（注4.3）が、終局耐力等の許容限界（注4.2）に対して適切な安全余裕を有している。</p> <p>2) 設計飛来物が設計対象施設あるいはその特定の区画（注4.3）に衝突した際に、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない。（注4.4）</p> <p>（注4.2）建築基準法、日本工業規格、日本建築学会及び土木学会等の規準・指針類、並びに日本電気協会の原子力発電所耐震設計技術指針</p>	<p>設計荷重に対して、建屋・構築物等の構造健全性が維持されて安全機能が維持される方針としているか。</p> <p>（1）変形・応力等の算定</p> <p>① 建屋・構築物等の形状や特徴等を反映して設定した設計荷重によって設計対象施設に生じる変形や応力等を算定する方針としていることを確認。</p> <p>② 設計対象施設に生じる変形や応力等は、その技術的な妥当性を確認した上で、現行の法律及び基準類（注4.2）等に準拠して算定する方針としていることを確認。</p> <p>（2）構造健全性の確認</p> <p>（2-1）竜巻防護施設（外殻となる施設等による防護機能が確認された竜巻防護施設を除く）</p> <p>① 設計対象施設が終局耐力等の許容限界に対して適切な安全余裕を有する設計方針としていることを確認。</p> <p>（2-2）竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設</p> <p>① 設計対象施設あるいはその特定の区画が、終局耐力等の許容限界に対して適切な安全余裕を有する設計方針としていることを確認。</p> <p>② 設計飛来物が設計対象施設あるいはその特定の区画に衝突した際に、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない設計方針としていることを確認。</p> <p>③ 上記の設計飛来物の影響については、貫通及び裏面剥離（コンクリート等の部材に衝突物が衝突した際に、衝突面の裏側でせん断破壊等に起因した剥離が生じる破壊現象）に対して、施設の構造健全性を確認する方針としていることを確認。</p>	<p>—</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（JEAG4601-1987）等に準拠する。 （注 4.3）竜巻防護施設を内包する区画。 （注 4.4）貫通及び裏面剥離（コンクリート等の部材に衝突物が衝突した際に、衝突面の裏側でせん断破壊等に起因した剥離が生じる破壊現象）に対して、施設の構造健全性を確認することを基本とする。</p>		

（3）設備の構造健全性の確認【工事計画】

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

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1) 設計対象施設あるいはその特定の区画（注 4.6）が、許容応力度等に基づく許容限界（注 4.5）に対して妥当な安全余裕を有している。</p> <p>2) 設計飛来物が設計対象施設あるいはその特定の区画（注 4.6）に衝突した際に、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない。（注 4.7）</p> <p>（注 4.5）日本工業規格、日本電気協会の原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）及び日本機械学会の規格・指針類等に準拠する。</p> <p>（注 4.6）竜巻防護施設を内包する区画。</p> <p>（注 4.7）貫通及び裏面剥離（コンクリート等の部材に衝突物が衝突した際に、衝突面の裏側でせん断破壊等に起因した剥離が生じる破壊現象）に対して、施設の構造健全性を確認することを基本とする。</p>	<p>維持に影響を与えない設計方針としていることを確認。</p> <p>③ 上記の設計飛来物の影響については、貫通及び裏面剥離（コンクリート等の部材に衝突物が衝突した際に、衝突面の裏側でせん断破壊等に起因した剥離が生じる破壊現象）に対して、施設の構造健全性を確認する方針としていることを確認。</p>	<p>—</p>

（4）その他の確認事項【工事計画】

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

5. 竜巻随件事象に対する設計対象施設の設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>5.1 概要 竜巻随件事象に対して、竜巻防護施設の安全機能が維持される方針であることを確認する。</p> <p>5.2 基本的な考え方及び検討事項 検討対象とする竜巻随件事象は、原子力発電所の図面等を参照して十分に検討した上で設定する。 ただし、竜巻随件事象として容易に想定される以下の事象については、その発生の可能性について検討を行い、必要に応じてそれら事象が発生した場合においても安全機能が維持される方針であることを確認する。</p>	<p>竜巻に伴い発生が想定される事象（以下「竜巻随件事象」という。）の考慮については、竜巻ガイドにおいて、竜巻防護施設の安全機能が損なわれない設計とすることを示している。</p> <p>（1）竜巻に伴い発生が想定される事象の抽出</p> <p>① 原子力発電所の図面、過去の他地域における竜巻被害状況等を参照して十分に検討した上で、検討対象とする竜巻随件事象を網羅的に整理していることを確認。</p>	<p>① 竜巻随件事象として、過去の他地域における竜巻被害状況及び本発電所のプラント配置から想定される事象として、火災、溢水、外部電源喪失を抽出していることを確認した。 補足説明資料において、プラント配置を参考にした竜巻随件事象の検討内容が示されている。（6竜-別添1補足-637～641）</p>
<p>（1）火災 設計竜巻等により燃料タンクや貯蔵所等が倒壊して、重油、軽油及びガソリン等の流出等に起因した火災が発生した場合においても、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない。</p>	<p>（2）火災</p> <p>① 設計竜巻等により燃料タンクや貯蔵所等が倒壊して、重油、軽油及びガソリン等の流出等に起因した火災が発生することを想定していることを確認。</p> <p>② 上記においては、屋外にある燃料タンク等からの火災を想定し、火災源と竜巻防護施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護施設の許容温度を超えないよう必要に応じて防護対策を講じる方針としていることを確認。（詳細については、外部火災の評価にて包絡されていることを確認。）</p>	<p>① 竜巻防護施設を内包する建屋内については、設計竜巻により飛来物が侵入する場合でも、建屋開口部付近に飛来物が衝突し、原子炉施設の安全機能を損なう可能性がある発火性又は引火性物質を内包する機器はなく、火災防護計画により適切に管理することから、建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことはないことを確認した。 建屋外については、設計竜巻による火災が発生する場合でも、外部火災防護施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを「1.9 外部火災防護に関する基本方針」にて考慮されていることを確認した。 なお、建屋外の火災については、消火用水、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等による消火活動を行うことを確認した。</p> <p>② 火災については、屋外にある燃料タンク等からの火災を想定し、火災源と竜巻防護施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護施設の許容温度を超えないように防護対策を講じる方針としていることを確認した。なお、詳細については、「外部火災に対する設計方針」にて記載する。 また、竜巻防護施設を内包する建屋内に飛来物が侵入する場合でも、建屋開口部付近に安全機能を損なう可能性のある発火性又は引火性の物質を内包する機器はなく、火災防護計画により適切に管理する方針としていることを確認した。</p>
<p>（2）溢水等 設計竜巻による気圧低下等に起因した使用済燃料プール等の水の流出、屋外給水タンク等の倒壊による水の流出等が発生した場合においても、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない。</p>	<p>（3）溢水等</p> <p>① 設計竜巻による気圧低下等に起因した使用済燃料プール等の水の流出、屋外給水タンク等の倒壊による水の流出等が発生することを想定していることを確認。</p>	<p>① 竜巻防護施設を内包する建屋内については、設計竜巻により飛来物が侵入した場合でも、建屋開口部付近に飛来物が衝突し、原子炉施設の安全機能を損なう可能性がある溢水源がないことから、建屋内の竜巻防護施設が安全機能を損なうことはないことを確認した。 建屋外については、設計竜巻により溢水が発生する場合に、溢水防護施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを「1.6.2 原子炉施設の溢水評価に関する設計方針」にて考慮されていることを確認した。</p>

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

<p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第六条（略）</p> <p>2（略）</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>1～6（略）</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> <p>なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（外部からの衝撃による損傷の防止（火山）（第6条））

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

（外部からの衝撃による損傷の防止）

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

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

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

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

外部からの衝撃による損傷の防止（火山）（第6条）

1. 火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針 6 火山-2
2. 降下火砕物による影響の選定 6 火山-4
3. 設計荷重の設定 6 火山-7
4. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針 6 火山-8
5. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針 6 火山-14

1. 火山活動に対する防護に関して、設計対象施設を抽出するための方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>降下火砕物によって安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を設計上対処すべき施設（以下この節において「設計対象施設」という。）として抽出する方針が示されているか。</p> <p>（安全重要度分類クラス1及びクラス2）</p> <p>① 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づきクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器のうち降下火砕物の影響を考慮し安全機能を損なうおそれがある海水及び空気の流路となる施設を設計対象施設として抽出していることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● クラス1及び2に属する構築物、系統及び機器を内包する建屋 ● 屋外に設置されている施設 ● 降下火砕物を含む海水及び空気の流路となる施設 ● 屋内に設置する機器等のうち、外気を取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設 <p>② 安全上重要度の低い構築物、系統及び機器であっても停止によりプラントの高温停止及び低温停止に影響を及ぼす場合は、設計対象施設とすることを確認。</p>	<p>① 降下火砕物の影響を設計に考慮する施設として、安全重要度分類指針で規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている。このうち、クラス1及びクラス2に属する施設で建屋に内包される構築物、系統及び機器についてはこれらの施設を内包する建屋、屋外に設置されている施設、屋外に開口している施設並びに外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設を防護対象施設としていることを確認した。「第1.8.1表 防護対象施設」により、以下の施設区分と火山影響評価の対象施設を確認した。※降下火砕物の特徴については「2.」に記載。</p> <p>（クラス1及びクラス2に属する施設を内包する建屋）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部しゃへい建屋 ・ 補助建屋 ・ 燃料取扱建屋 ・ 中間建屋 ・ ディーゼル建屋 ・ 制御建屋 <p>（屋外に設置されている施設、屋外に開口し海水又は空気の流路となる施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 海水ポンプ ・ 海水ストレーナ ・ 燃料取替用水タンク ・ 復水タンク ・ 主蒸気大気放出弁（消音器） ・ 主蒸気安全弁（排気管） ・ タービン動補助給水ポンプ（蒸気大気放出管） ・ 格納容器排気筒 ・ ディーゼル発電機 <p>（屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全保護系計装盤 ・ 計器用空気圧縮機 <p>補足説明資料において、重要度分類指針に基づく設備等から評価対象施設を選定した際の考え方及び抽出フローが示されている。また、選定した評価対象施設の写真及び設置場所が示されている。（P6 山別添1-3～9）</p> <p>② また、クラス3に属する施設及びその他の施設のうち、降下火砕物の影響によりクラス1及びクラス2に属する施設に影響を及ぼす可能性がある施設を防護対象施設としていることを確認した。「第1.8.1表 防護対象施設」により、以下の施設区分と設計対象施設を確認した。</p> <p>（降下火砕物の影響によりクラス1及びクラス2に属する施設に影響を及ぼす可能性のある施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 取水設備

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（安全重要度分類クラス3）</p> <p>③ クラス3に属する構築物、系統及び機器にあつては、代替手段にてその機能の維持が可能かまたは、その修復により必要な機能を確保する等の対応が可能であることから対象外としていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助建屋排気筒 ・ 換気空調設備（給気系外気取入口）【中央制御室換気設備、ディーゼル発電機室換気空調設備、中間建屋換気空調設備、主蒸気ヘッダ室換気空調設備、原子炉格納容器換気設備、補助建屋換気設備、バッテリー室換気空調設備】 <p>補足説明資料において、重要度分類指針に基づく設備等から評価対象施設を選定した際の考え方及び抽出フローが示されている。また、選定した評価対象施設の写真及び設置場所が示されている。（P6山-別添 1-3～9）</p> <p>③ それ以外のクラス3に属する施設にあつては、降下火砕物による影響を受ける場合であっても、代替手段があることなどにより安全機能が損なわれないことから抽出しない方針としていることを確認した。安全上支障が生じない期間に除灰あるいは修復等の対応が可能とすることにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p>

2. 降下火砕物による影響の選定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（1）降下火砕物の影響</p> <p>（a）直接的影響</p> <p>降下火砕物は、最も広範囲に及ぶ火山事象で、ごくわずかな火山灰の堆積でも、原子力発電所の通常運転を妨げる可能性がある。降下火砕物により、原子力発電所の構造物への静的負荷、粒子の衝突、水循環系の閉塞及びその内部における磨耗、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的及び化学的影響、並びに原子力発電所周辺の大気汚染等の影響が挙げられる。</p> <p>降雨・降雪などの自然現象は、火山灰等堆積物の静的負荷を著しく増大させる可能性がある。火山灰粒子には、化学的腐食や給水の汚染を引き起こす成分（塩素イオン、フッ素イオン、硫化物イオン等）が含まれている。</p> <p>（b）間接的影響</p> <p>前述のように、降下火砕物は広範囲に及ぶことから、原子力発電所周辺の社会インフラに影響を及ぼす。この中には、広範囲な送電網の損傷による長期の外部電源喪失や原子力発電所へのアクセス制限事象が発生しうることも考慮する必要がある。</p>	<p>（i）設計条件に用いる降下火砕物の物性値及び特徴はとらえられているか。</p> <p>① 降下火砕物の特性の設定にあたっては、文献調査及び地質調査をもとに堆積厚さ、粒径、密度（乾燥状態及び湿潤状態）とし設計条件として設定することを確認。</p> <p>② 発電所・周辺地域のサンプリング結果または文献により確認。</p> <p>具体例：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 腐食性粒子の観点から、化学的組成 ● 静的な物理的負荷の観点から、密度 ● 気中及び水中の研磨性等の観点から、硬度、粒径、粘性、粒度分布 等 	<p>① 設計条件の設定は、最大層厚 10cm、粒径 1mm 以下、密度 0.7g/cm³（乾燥状態）～1.5 g/cm³（湿潤状態）としたことを確認した。</p> <p>降下火砕物の特徴としては、各種文献の調査結果により以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 火山ガラス片、鉱物結晶片から成る。ただし、砂よりもろく硬度は低い。 ・ 硫酸等を含む腐食性ガス（以下「腐食性ガス」という。）が付着している。ただし、金属腐食研究の結果により、直ちに金属腐食を生じさせることはない。 ・ 水に濡れると導電性を生じる。 ・ 湿った降下火砕物は乾燥すると固結する。 ・ 降下火砕物粒子の融点は、一般的な砂に比べ約 1,000℃と低い。 <p>補足説明資料において、降下火砕物の特徴及びその特徴を踏まえた影響評価は、以下のとおり。（P6 山別添 1-66）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ マグマが噴火時に、破碎、急冷したガラス片、鉱物結晶片から成る。→堆積による構造物への静的負荷 等 ・ 亜硫酸ガス（SO₂）、硫化水素（H₂S）、フッ化水素（HF）等の火山ガス成分が付着している。→構造物の化学的影響 等 ・ 水に濡れると硫酸イオン等が溶出する→水循環系の化学的影響 等 ・ 乾燥した降下火砕物の粒子は絶縁体だが、水に濡れると酸性を呈し、導電性を生じる。→絶縁低下 ・ 溶出した硫酸イオンは降下火砕物に含まれるカルシウムイオンと反応し、硫酸カルシウム（石膏）となるため、湿った降下火砕物は乾燥すると固結するが、一般的に流水等で除去可能であり、閉塞はしない。→水循環系の閉塞 等 ・ 降下火砕物粒子の融点は、一般的な砂と比べ約 1000℃と低いが、高温部であるディーゼル発電機のシリンダの圧縮温度は約 500～600℃程度であるため、降下火砕物が侵入したとしても融解し、閉塞することはない→換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響 等
	<p>（ii）降下火砕物に対する防護設計を行うために、設計対象施設の安全機能に及ぼす影響を選定しているか。</p> <p>① 降下火砕物の特徴を踏まえ、原子力発電所への影</p>	<p>① 降下火砕物の特徴から荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を設定した上で、外気吸入の有無等の特徴を踏まえ、直接的影響の主な因子として、構造物への静的負荷及び化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における磨耗及び化学的影響（腐食）、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（摩耗、閉塞）、化学的影響（腐食）、粒子の衝突、発電所周辺の大気汚染及</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>響因子が安全機能への影響の観点から網羅的に選定されていることを確認。具体的には、降下火砕物が安全施設の安全機能に直接及ぼす影響に着目し、安全施設の特徴（設置場所、外気吸入の有無等）を踏まえて影響因子を選定していることを確認。</p> <p>具体例：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 建造物の静的負荷 ● 建造物への化学的影響（腐食） ● 粒子の衝突 ● 水循環系の閉塞 ● 水循環系の内部における摩耗 ● 水循環系の化学的影響（腐食） ● 換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的及び化学的影響 ● 発電所周辺の大気汚染 ● 給水の汚染 ● 電源設備の絶縁低下 	<p>び計装盤の絶縁低下を選定していることを確認した。</p> <p>防護対象施設の構造や設置状況等を考慮して直接的な影響因子は以下のとおり確認した。</p> <p>a. 荷重 建屋又は屋外設備の上に堆積し静的な負荷を与える「建造物への静的負荷」、建屋又は屋外設備に対し降灰時に衝撃を与える「粒子の衝突」。</p> <p>b. 閉塞 降下火砕物を含む海水が流路の狭隘部等を閉塞させる「水循環系の閉塞」、降下火砕物を含む空気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉塞させる「換気系、電気系及び計装制御系の機械的影響（閉塞）」。</p> <p>c. 摩耗 降下火砕物を含む海水が流路に接触することにより配管等を摩耗させる「水循環系の内部における摩耗」、降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し摩耗させる「換気系、電気系及び計装制御系の機械的影響（摩耗）」。</p> <p>d. 腐食 降下火砕物に付着した腐食性ガスにより建屋及び屋外施設の外面を腐食させる「建造物の化学的影響（腐食）」、海水に溶出した腐食性成分により海水管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」、換気系、電気系及び計装制御系において降下火砕物を含む空気の流路等を腐食させる「換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）」。</p> <p>e. 大気汚染 降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化、降下火砕物の除去、屋外設備の点検等、屋外における作業環境を劣化させる「発電所周辺の大気汚染」。</p> <p>f. 水質汚染 水質汚染の影響については、防護対象施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしていることを確認した。</p> <p>給水等に使用する発電所周辺の淡水等に降下火砕物が混入することによる汚染が考えられるが、発電所では純水装置により水処理した給水を使用しており、降下火砕物の影響を受けた淡水等を直接給水として使用しないこと、また水質管理を行っていることから、安全施設の安全機能には影響しない。</p> <p>補足説明資料において、発電所では純水装置により水処理した給水を使用しており、火山灰の影響を受ける可能性のある海水や淡水を直接給水として使用していないこと、また、給水は水質管理を行っており、給水の汚染が設備に影響を与える可能性はないことが示されている。（P6 山-別添 1-11）</p> <p>g. 絶縁低下 湿った降下火砕物が、電気系及び計装制御系絶縁部に導電性を生じさせることによる「計装盤の絶縁低下」。</p> <p>補足説明資料において、評価対象施設と降下火砕物による直接的影響の要因の対比表が示されてい</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>② 間接的に及ぼす影響についても①と同様に確認。</p>	<p>る。(P6山-別添1-14、15)</p> <p>② また、<u>降下火砕物が原子力発電所に間接的に与える影響について、外部電源の喪失及び本発電所へのアクセスの制限といった本発電所外で生じる影響を選定している</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、湿った降下火砕物が送電線の碍子及び特高開閉所の充電露出部等に付着し絶縁低下を生じさせることによる広範囲における「外部電源喪失」、並びに降下火砕物が道路に堆積し交通の途絶することによる「アクセス制限」を発電所に間接的な影響を及ぼす因子としていることを確認した。</p>

3. 設計荷重の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（1）降下火砕物の影響</p> <p>（a）直接的影響</p> <p>降下火砕物は、最も広範囲に及ぶ火山事象で、ごくわずかな火山灰の堆積でも、原子力発電所の通常運転を妨げる可能性がある。降下火砕物により、原子力発電所の構造物への静的負荷、粒子の衝突、水循環系の閉塞及びその内部における磨耗、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的及び化学的影響、並びに原子力発電所周辺の大気汚染等の影響が挙げられる。</p> <p>降雨・降雪などの自然現象は、火山灰等堆積物の静的負荷を著しく増大させる可能性がある。火山灰粒子には、化学的腐食や給水の汚染を引き起こす成分（塩素イオン、フッ素イオン、硫化物イオン等）が含まれている。</p> <p>（b）間接的影響</p> <p>前述のように、降下火砕物は広範囲に及ぶことから、原子力発電所周辺の社会インフラに影響を及ぼす。この中には、広範囲な送電網の損傷による長期の外部電源喪失や原子力発電所へのアクセス制限事象が発生しうることも考慮する必要がある。</p>	<p>降下火砕物に対する防護設計を行うためには、その堆積荷重に加え、火山事象以外の自然事象や設計基準事故時の荷重との組合せを設定するとしているか。</p> <p>① 設計対象施設ごとに応じた常時作用する荷重等を適切に組み合わせるとした上で、設計に用いる荷重は、火山事象によりもたらされる降下火砕物の設計条件を設定することを確認。</p> <p>② 降下火砕物が設計基準事故の起因の要否を確認。その上で、設計基準事故時荷重との組み合わせの要否を確認。なお、設計基準事故時の荷重と組合せない場合は、降下火砕物が設計基準事故の起因事象にならないこと、火山事象は、設計基準事故と同時に発生することは十分小さいなど理由を確認。</p> <p>③ 火山事象以外の自然事象の重畳について、降下火砕物の堆積荷重と組合せを考慮すべき同時に発生する可能性のある自然現象等（風（台風）、竜巻、積雪、降水）要否を確認。（⇒自然現象で確認。）</p>	<p>① 降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々の防護対象施設に応じて常時作用する荷重、運転時荷重を適切に組み合わせるとしている。設計条件の設定は、最大層厚10cm、粒径1mm以下、密度0.7g/cm³（乾燥状態）～1.5 g/cm³（湿潤状態）としたことを確認した。</p> <p>② 設計基準事故時の荷重との組合せを適切に考慮する設計としていることを確認した。防護対象施設は、降下火砕物によって設計基準事故の起因とはならない設計とするため、設計基準事故とは独立事象であることを確認した。また、降下火砕物の降灰と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さいことから、設計基準事故時荷重と降下火砕物による荷重との組合せは考慮しないことを確認した。</p> <p>③ 火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としていることを確認した。補足説明資料において、降下火砕物と積雪の重ね合わせの考え方として、建築基準法を参考に積雪により湿潤状態の降下火砕物以上の荷重が生じる可能性があることを踏まえ、主の荷重と従の荷重の考え方により評価することが示されている。（P6 山-別添 1-18、19）（⇒その他自然現象にて確認。）</p>

4. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（3） 確認事項</p> <p>（a） 直接的影響の確認事項</p> <p>① 降下火砕物堆積荷重に対して、安全機能を有する構築物、系統及び機器の健全性が維持されること。</p>	<p>設計対象施設の構造や設置状況等（形状、機能、外気吸入や海水通水の有無等）を考慮し、想定される各影響因子に対して、影響を受ける各設計対象施設が安全機能を損なわない設計としているか確認する。</p> <p>（1） 降下火砕物による荷重に対する設計</p> <p>降下火砕物が堆積する可能性がある施設は、以下の降下火砕物による影響因子に対して、安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> <p>① 静的荷重（具体的には、判断基準として用いた許容応力値は、建屋は「鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説」を、設備（系統、機器）はそれぞれに対して適用すべき「日本工業規格」、J E A G等の民間規格に準拠した許容応力値が用いることを確認。）</p> <p>② 粒子の衝突</p>	<p>① 防護対象施設のうち降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設について、設計荷重が許容荷重に対して構造健全性を失わず、安全機能を損なわない設計方針としていることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、構造物への静的負荷を考慮すべき施設は、以下に示すとおり、降下火砕物が堆積しやすい屋根構造を有する建屋及び屋外施設は以下である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部しゃへい建屋 ・ 補助建屋 ・ 燃料取扱建屋 ・ 中間建屋 ・ ディーゼル建屋 ・ 制御建屋 ・ 復水タンク ・ 燃料取替用水タンク ・ 海水ポンプ <p>当該施設の許容荷重が、降下火砕物による荷重に対して安全裕度を有することにより、構造健全性を失わず安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物の堆積荷重により健全性に影響がないことを確認するための評価の基本的考え方及び評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-17~30）</p> <p>なお、海水ポンプ（モータ）については、堆積荷重が厳しい条件となるモータフレームについて健全性に影響がないことを評価している。</p> <p>② 降下火砕物の粒子の衝突については、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されることとしていることを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち屋外施設は、降下火砕物の衝突によって構造健全性が失われないことにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>なお、粒子の衝突による影響については、「1.7. 竜巻防護に関する基本方針」に包絡されることを確認した。</p>
<p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（3） 確認事項</p> <p>（a） 直接的影響の確認事項</p> <p>② 外気取入口からの火山灰の侵入により、換気空調系統のフィルタの目詰まり、非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がなく、</p>	<p>（2） 外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計</p> <p>屋内にあって外気を取込む施設又は屋外に開口部を有する施設は、以下の降下火砕物による影響因子に対して、安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> <p>① 機械的影響（閉塞）</p>	<p>屋外に連通する開口部を有する防護対象施設については、降下火砕物が侵入し難い設計方針とするとともに、塗装を行うとしていることを確認した。</p> <p>① 防護対象施設のうち、外気取入口からの降下火砕物の侵入による機械的影響（閉塞）を考慮すべき施設は、以下であることを確認した。</p> <p>（降下火砕物を含む空気の流路となる施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気大気放出弁消音器 ・ 主蒸気安全弁排気管 ・ タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>加えて中央制御室における居住環境を維持すること。</p>	<p>② 機械的影響（摩耗）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機機関 ・ ディーゼル発電機消音器 ・ 換気空調設備 ・ 格納容器排気筒及び補助建屋排気筒 <p>ディーゼル発電機機関及びディーゼル発電機消音器は開口部を下向きの構造とすることを確認した。また、主蒸気大気放出弁消音器、主蒸気安全弁排気管等のその他の施設については開口部や配管の形状等により、降下火砕物が流路に侵入した場合でも閉塞しない設計とすることを確認した。</p> <p>主蒸気大気放出弁及び主蒸気安全弁は、開口部に降下火砕物が侵入した場合でも消音器や配管の形状により閉塞しにくい設計とすることを確認した。また仮に弁出口配管内に降下火砕物が侵入し堆積した場合でも、弁の吹き出しにより流路を確保し閉塞しない設計とすることを確認した。</p> <p>格納容器排気筒及び補助建屋排気筒は、降下火砕物が侵入した場合でも、排気筒の構造から排気流路が閉塞しない設計とすることを確認した。また、降下火砕物が侵入した場合でも、排気筒内部の点検、状況に応じて除去等の対応が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>外気を取り入れる換気空調設備及びディーゼル発電機消音器にそれぞれフィルタを設置することにより、フィルタより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし、さらに降下火砕物がフィルタに付着した場合でも清掃や取替えが可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とすることを確認した。</p> <p>ディーゼル発電機機関は、フィルタを通過した小さな粒径の降下火砕物が侵入した場合でも、降下火砕物により閉塞しない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、降下火砕物の侵入により、機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気大気放出弁（消音器）は、降下火砕物が侵入し難い構造であること及び主蒸気大気放出弁の噴出力が降下火砕物の重量よりも大きいことを確認。（P6 山-別添 1-31～33） ・ タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管は、降下火砕物が侵入し難い構造となっており及び仮に侵入しても配管の構造等から閉塞することなく機能に影響を及ぼすことはないことを確認。（P6 山-別添 1-37、38） <p>② 防護対象施設のうち、降下火砕物による機械的影響（摩耗）を考慮すべき施設は、以下であることを確認した。</p> <p>（外気を取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構及び摺動部を有する施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機機関 ・ 計器用空気圧縮機 <p>降下火砕物は砂よりも硬度が低くもろいことから、摩耗の影響は小さい。構造上の対応として、開口部を下向きとすることにより侵入しにくい構造とすることを確認した。仮に当該施設の内部に降下火砕物が侵入した場合でも耐摩耗性のある材料を使用することにより、摩耗により安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>外気を取り入れる換気空調設備及びディーゼル発電機消音器にそれぞれフィルタを設置することに</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ 化学的影響（腐食）</p> <p>④ 大気汚染（発電所周辺の大気汚染） （具体的には、外気取入口に通じる原子炉制御室は、汚染された発電所周辺大気に対する居住性の確保（例えば、降下火砕物が侵入しないようフィルタ等を設置する設計としていること、差圧により目詰まりを確認し侵入が認められた場合にあっては、原子炉制御室換気空調系の閉回路循環運転を実施するとしていることを確認。）</p>	<p>より、フィルタより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とすることを確認した。</p> <p>③ 塗装等により化学的影響（腐食）を受けないように設計としていることを確認した。 防護対象施設のうち、降下火砕物による化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、以下であることを確認した。 （降下火砕物を含む空気の流路となる施設） ・格納容器排気筒（換気系） ・補助建屋排気筒（換気系） 金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、降下火砕物の付着による構造物の腐食により、機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-46～48）</p> <p>④ 降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、当該汚染が外気取入口から中央制御室に侵入しないように換気空調系の閉回路循環運転を実施することとし、この場合であっても酸素濃度の低下又は炭酸ガス濃度の上昇により制限値に達するまでの間の中央制御室の居住性が確保される設計方針としていることを確認した。 具体的には、降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が、中央制御室換気設備の外気取入口を通じて中央制御室に侵入しないよう、外気取入口に平型フィルタを設置することにより、降下火砕物が外気取入口に到達した場合であってもフィルタより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とすることを確認した。 これに加えて下流側にさらに細かな粒子を捕集可能な粗フィルタを設置していることから、降下火砕物の侵入に対して他の換気空調設備に比べて高い防護性能を有しているが、仮に室内に侵入した場合でも降下火砕物は微量であり、粒径は極めて細かな粒子であることを確認した。 また、中央制御室換気設備については、外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転を可能とすることにより、中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止すること、さらに外気取入遮断時において室内の居住性を確保するため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 降灰が確認された場合には、外気取入口に設置している平型フィルタ、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止又は閉回路循環運転により、建屋内への降下火砕物の侵入を防止する手順を定めるとともに、換気空調設備の外気取入口の平型フィルタについて、点検によりフィルタ差圧を確認し、状況に応じて清掃や取替えを実施することを確認した。 補足説明資料において、火山灰により汚染された発電所周辺の大気が換気空調設備を経て運転員が常駐している中央制御室の居住性に影響がないことを評価するための評価条件及び評価結果が示されている。 また、中央制御室換気設備は、火山灰が降灰した際に閉回路循環運転により外気の取り込みを一時</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>⑤ 電気系及び計装制御系の絶縁低下</p>	<p>的に停止することが可能であるが、その場合の中央制御室内の居住性について、中央制御室内に滞在する運転員の操作環境の劣化を防ぐために、酸素濃度及び炭酸ガス濃度について評価する。このための評価条件及び評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-41～45）</p> <p>⑤ 電気系及び計装制御系の計装盤は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置することを確認した。設計対象施設のうち、絶縁低下を考慮すべき施設は、以下である。</p> <p>（空気を取り込む機構を有する施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・計装盤（安全保護系計装盤） <p>当該機器の設置場所は中央制御室換気設備にて空調管理されており、本換気空調設備の外気取入口には平型フィルタを設置し、これに加えて下流側にさらに細かな粒子を捕集可能な粗フィルタを設置していることから、降下火砕物の侵入に対して他の換気空調設備に比べて高い防護性能を有しているが、仮に室内に侵入した場合でも降下火砕物は微量であり、粒径は極めて細かな粒子であることを確認した。</p> <p>また、本換気空調設備については、外気取入ダンパの閉止及び閉回路循環運転を可能とすることにより、リレー室内への降下火砕物の侵入を防止することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、火山灰が盤内に侵入する可能性及び侵入した場合の絶縁低下により安全機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-53）</p>
<p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（3） 確認事項</p> <p>（a） 直接的影響の確認事項</p> <p>② 降下火砕物により、取水設備、原子炉補機冷却海水系統、格納容器ベント設備等の安全上重要な設備が閉塞等によりその機能を喪失しないこと。</p>	<p>（3）屋外の設計対象施設に関する降下火砕物が及ぼす影響に対する設計</p> <p>（1）、（2）以外の影響因子に対して、安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> <p>① 構造物への化学的影響（腐食）</p>	<p>① 防護対象施設である建屋及び屋外施設は、外装塗装等を実施し、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによる化学的影響（腐食）に対して、安全機能が損なわれないように設計することを確認した。</p> <p>防護対象施設のうち、降下火砕物による構造物への直接的な付着による影響として化学的影響（腐食）を考慮する建屋及び屋外施設は、以下である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部しゃへい建屋 ・ 補助建屋 ・ 燃料取扱建屋 ・ 中間建屋 ・ ディーゼル建屋 ・ 制御建屋 ・ 復水タンク ・ 燃料取替用水タンク ・ 海水ポンプ <p>金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、外装の塗装等によって短期での腐食により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、火山灰の構造物への付着や堆積による化学的腐食により、構造物への影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-18～30）</p> <p>また、使用する塗料の種類について設備毎に示されている。金属腐食研究については、研究文献「火</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>②水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）</p> <p>③電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）及び化学的影響（腐食）</p>	<p>山環境における金属材料の腐食」により直ちに金属腐食を生じないことが示されている。（P6 山-別添 1-71）</p> <p>② 防護対象施設である水循環系を有する施設は、降下火砕物の粒径に対して、その施設の狭隘部に十分な流水部を設け閉塞しないように設計していることを確認した。 降下火砕物の性状の変化による閉塞については、降下火砕物が粘土質でないため考慮する必要はないとしていることを確認した。 補足説明資料において、火山灰が混入した海水を取水した場合でも、流水部、軸受部等が閉塞し、機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-49～51） また、降下火砕物から海水に溶出した腐食性成分による腐食に対しては、塗装又は耐食性を有する材料の使用等により影響を及ぼさないように設計していることを確認した。 補足説明資料において、降下火砕物の付着、堆積による構造物の化学的腐食及び降下火砕物が混入した海水を取水したことによる構造物内部の化学的腐食により機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-49～51） 摩耗については、降下火砕物の硬度が砂よりも低くもろいことから、保守管理等により補修が可能としていることを確認した。 補足説明資料において、降下火砕物が混入した海水を取水した場合でも、降下火砕物と内部構造物との摩耗による評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-74） 防護対象施設のうち、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、以下である。 ・ 降下火砕物を含む海水を取り込む施設である海水ポンプ、海水ストレーナ及び取水設備（これらの下流の設備を含む）</p> <p>③ 電気系及び計装制御系の防護対象施設は、外気と遮断された全閉構造等により機械的影響（閉塞、摩耗）を受けないように設計していることを確認した。 防護対象施設のうち、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）を考慮すべき施設は、以下であることを確認した。 ・ 海水ポンプ（海水ポンプモータ） 機械的影響（閉塞）については、海水ポンプ（海水ポンプモータ）は開口部を下向きの構造とし、またフィルタを設置することにより、機械的影響（閉塞）により安全機能を損なわない設計とすることを確認した。 補足説明資料において、火山灰の電動機冷却空気への侵入による閉塞等、機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-22～30） 化学的影響（腐食）については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>補足説明資料において、降下火砕物の付着による構造物の化学的腐食及び降下火砕物が混入した海水を取水したことによる構造物内部の化学的腐食により機器の機能に影響がないことを確認するための評価条件及び評価結果が示されている。（P6 山-別添 1-49、50）</p>
<p>（火山影響評価ガイド） 6. 1 降下火砕物 （3） 確認事項 （a） 直接的影響の確認事項 ③ 必要に応じて、原子力発電所内の構築物、系統及び機器における降下火砕物の除去等の対応が取れること。</p>	<p>（4） 運用 ① 長期にわたる影響因子に対しては、安全機能が損なわれないようにするため、必要に応じて除灰作業、点検等を行うことを確認。</p>	<p>① 防護対象施設に、長期にわたり静的荷重がかかることや化学的影響（腐食）が発生することを避け、安全機能を維持するために、降下火砕物の降灰時の特別点検、除灰等の対応を適切に実施する方針としていることを確認した。 降下火砕物の降灰時の特別点検、除灰（資機材を含む。）等の対応を適切に実施するため、手順を定めることを確認した。 補足説明資料において、降下火砕物が降下した際の対応手順が示されている。（P6 山-別添 1-86）</p>

5. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（火山影響評価ガイド）</p> <p>6. 1 降下火砕物</p> <p>（3） 確認事項</p> <p>（b） 間接的影響の確認事項</p> <p>原子力発電所外での影響（長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶）を考慮し、燃料油等の備蓄又は外部からの支援等により、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れること。</p>	<p>降下火砕物による間接的影響として長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶を想定し、外部からの支援がなくても、原子炉及び使用済燃料プールの安全性を損なわないように対応が取れるか。</p> <p>① 原子力発電所外の影響（長期間の外部電源の喪失及び交通の途絶）を考慮し、外部からの支援がなくとも、7日間の原子炉停止及び停止後の原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能を担うために必要な電力を供給できることを確認。</p> <p>② 非常用ディーゼル発電機への燃料供給のためタンクローリによる燃料運搬が必要な場合は、発電所構内でアクセスルートの確保等の実現可能性を確認。（⇒第33条第7項にて確認。）</p> <p>③ タンクローリにより、7日間の連続運転に必要な燃料運搬及び供給を行う場合、降下火砕物を除去するための体制等が確保される運用が確実に実行される方針であることを確認。（⇒第33条第7項にて確認。）</p>	<p>① <u>原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないようにディーゼル発電機及び燃料油貯油そうを備えとし、7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする方針としている</u>ことを確認した。</p> <p>② 燃料供給のためタンクローリによる燃料運搬は必要なし。</p> <p>③ 燃料供給のためタンクローリによる燃料運搬は必要なし。</p>

（外部からの衝撃による損傷の防止）

第六条（略）

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

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

1～6（略）

- 7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。
- 8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。
- なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）（第6条））

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

（外部からの衝撃による損傷の防止）

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

- 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。
- 3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

（解釈）

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

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

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

第6条 外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）

1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針	6 外火-3
2. 考慮すべき外部火災	6 外火-6
3. 外部火災に対する設計方針	6 外火-8
(1) 森林火災	6 外火-12
① 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の想定及び影響評価	6 外火-12
a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定	6 外火-12
b. 森林火災による影響評価	6 外火-16
② 森林火災に対する設計方針	6 外火-21
(2) 近隣の産業施設の火災・爆発	6 外火-23
① 近隣の産業施設からの火災及びガス爆発の想定及び影響評価	6 外火-23
a. 近隣の産業施設による火災及びガス爆発の想定	6 外火-23
b. 近隣の産業施設による火災及びガス爆発の評価	6 外火-25
② 想定される近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計方針	6 外火-30
(3) 発電所敷地内における航空機落下等による火災	6 外火-33
① 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定及び影響評価	6 外火-33
a. 航空機墜落による火災の想定	6 外火-33
b. 航空機墜落による火災の影響評価	6 外火-37
② 航空機落下等による火災に対する設計方針	6 外火-40
(4) ばい煙及び有毒ガス	6 外火-41

1. 外部火災に対して、設計上対処すべき施設を抽出するための方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 外部火災による影響</p> <p>2. 1 外部火災負荷とその特性</p> <p>外部火災による原子炉施設への影響については、以下を考慮する必要がある。</p> <p>(1) 火災の規模（放射エネルギー、火災の強度・面積・形状、伝播速度）</p> <p>(2) 二次的影響の有無（煙、ガス、爆発による飛来物等）</p> <p>2. 2 施設への影響形態</p> <p>森林火災については、発電所に到達する火災の原子炉施設に対する火災、放射熱の影響及び発生ばい煙の原子炉施設の換気設備への影響が考えられる。近隣の産業施設等の火災・爆発については森林火災と同様の火災、放射熱の影響、発生ばい煙の影響の他に燃料タンク爆発等による飛来物の影響が考えられる。航空機墜落に対する影響は大量の燃料放出・発火にともなう火災、放射熱の影響及び発生ばい煙の影響が考えられる。</p> <p>3. 外部火災の防護</p> <p>3. 1 設計目標・確認事項</p> <p>(1) 想定火災発生時の安全性の評価においては、原子炉施設に対する最大熱流束を特定し、建屋の外側（コンクリート、鋼、扉、貫通部で形成される障壁）の耐性を確認する。</p> <p>(2) 施設の所要の安全機能を発揮するために必要なすべてのディーゼル発電機への適切な空気の供給を確保できることを確認する。</p>	<p>外部火災に対して、安全施設の安全機能が損なわれないような設計方針を策定するに当たり、外部火災の影響を受け得る施設を抽出することとしているか。</p> <p>(i) 防護対象施設の抽出</p> <p>① 設計上対処すべき施設は、外部火災に対して、原子炉の安全性を確保するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1、2、3機器を対象とする方針であることを確認。</p> <p>補足説明資料において、重要度分類（クラス1、2、3）毎に防護対象施設あるいは機器が網羅的にリストアップされているか。</p> <p>また、補足説明資料において、外部火災発生時に安全機能を維持するために必要な設備であるか、火災防護の方法、等の判断基準を判断フロー等に示した上で、外部火災による熱影響評価、並びにばい煙等の二次的影響評価を行う対象施設あるいは機器が抽出することとしているか。</p> <p>(ii) 外部火災による影響評価が必要となる施設を選定</p> <p>② 抽出した外部火災から防護する施設のうち、外部火災による影響評価が必要となる施設を選定することを確認。</p> <p>区分例は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋等に内包され防護される施設 ・ 外殻となる施設等（竜巻防護施設を内包する建屋・構築物等）による防護が期待できない施設 ・ 建屋内の施設で外気と繋がっている施設 ・ 屋外施設 	<p>① 安全施設に対して外部火災の影響を受けた場合において、原子炉の安全性を確保するため、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」で規定されているクラス1、クラス2及びクラス3に該当する構築物、系統及び機器を外部火災防護施設とすることを確認した。</p> <p>外部火災防護施設を「第1.9.2表 外部火災防護施設」に示されていることを確認した。</p> <p>② <u>安全施設が外部火災の影響を受けた場合において、原子炉施設の安全性を確保するため、安全重要度分類指針に基づき、設計上対処すべき施設（以下「外部火災防護施設」という。）として、クラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器を抽出する方針としている</u>ことを確認した。</p> <p><u>このうち、建屋に内包される構築物、系統及び機器については、建屋を外部火災防護施設として抽出する方針としている</u>ことを確認した。</p> <p>(火災に対する直接的な影響を受ける施設)</p> <p>(a) クラス1及びクラス2に属する施設を内包する建屋</p> <p>屋内のクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設は、内包する建屋により防護する設計とし、以下の建屋を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部しゃへい建屋 ・ 補助建屋 ・ 中間建屋 ・ 制御建屋 ・ 燃料取扱建屋

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ 外部火災影響評価の対象からクラス3に該当する設備を除外する場合、損傷を考慮し代替や修復等により安全機能を損なわない方針であることを確認。</p>	<p>・ディーゼル建屋 ※消火活動による防護手段を期待しない条件のもと、火元からの離隔距離で防護</p> <p>(b) クラス1及びクラス2に属する屋外施設 屋外のクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設は、以下の施設を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプ ・復水タンク ・燃料取替用水タンク <p>※消火活動による防護手段を期待しない条件のもと、火元からの離隔距離で防護</p> <p>補足説明資料において、安全重要度分類指針との対比表が「外部火災に対して消火設備等の防護対策を期待せず、構造物等の固有の耐性による防護を評価する対象」で示されている（P2-6 外-添付資料-3、4）。</p> <p>③ <u>安全施設が外部火災の影響を受けた場合において、原子炉施設の安全性を確保するため、安全重要度分類指針に基づき、設計上対処すべき施設（以下「外部火災防護施設」という。）として、クラス1、クラス2及びクラス3に属する構造物、系統及び機器を抽出する方針としている</u>ことを確認した。</p> <p>クラス3に関しては、屋内に設置されている施設は建屋により防護することとし、屋外施設については、防火帯の内側に設置すること、又は消火活動等により防護することとし、安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>なお、防火帯の外側にあるクラス3施設としては、モニタポスト、固体廃棄物貯蔵庫及び外部遮蔽壁保管庫がある。火災発生時には、モニタポストについては代替設備の確保、固体廃棄物貯蔵庫は固体廃棄物貯蔵庫の周辺に、防火帯と同じ幅の防火エリア及び飛び火対策として散水設備を設けることにより防護する設計とする。外部遮蔽壁保管庫は外部遮蔽壁保管庫の周辺に、防火帯と同じ幅の防火エリアを設ける設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、モニタポスト（クラス3）については、発電所敷地内で卓越する風向方向に設置されており、山中に設置されているものもある。また、放射線測定用の精密機器を有しているため、外部火災の影響を確実に防止できるものとは考えていない。なお、モニタポストへのアクセスルートにおいても、周辺には森林があり、発電所から最も離れたモニタポストまで約5kmあるため、大規模な森林火災が発生している際に敷地外モニタポストへの消火活動は困難であると考えている。</p> <p>このため、常設のモニタポスト等が外部火災により機能喪失した場合は、1/2号炉の中間建屋内に保管している可搬式モニタリングポスト（バッテリー駆動可能）による監視を実施する（可搬式モニタリングポストの設備配置例は図の通り）。なお、可搬式モニタリングポストについては、防火帯の内側に、かつ、常設のモニタポストの方向をカバーできる様に配置するとしている。（P2-6 外-添付資料-125、126）</p>
	<p>(iii) 二次的影響（煙、ガス、爆発による飛来物等）に配慮すべき施設・機器の抽出方針</p> <p>① 外部火災時の二次的影響を考慮して、配慮すべき施設・機器が抽出されていることを確認。</p>	<p>① <u>また、外部火災の二次的影響に対して、外気を取り入れるクラス1、クラス2及びクラス3に属する構造物、系統及び機器を外部火災防護施設として抽出する方針としている</u>ことを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>＜配慮すべき施設・機器の例＞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外気を直接設備内に取り込む機器：非常用DG ・ 外気を取り込む空調設備：計装盤（安全保護系含む）用の空調 ・ 屋外設置機器：排気筒、主蒸気逃し弁、海水ポンプ ・ 居住性：原子炉制御室、緊急時対策所 <p>具体的には、二次的影響を、影響の種類や程度を踏まえて選定し、その上で考慮すべき施設が抽出しているか。</p> <p>特に、ばい煙の影響がある機器については、外気を直接設備内に取り込む機器、外気を取り込む空調設備、屋外設置機器及び居住性への影響がある空間を網羅的に対象としているか。</p>	<p>(a) 海水ポンプ (b) 主蒸気大気放出弁、排気筒等 (c) 換気空調設備 (d) ディーゼル発電機 (e) 安全保護系計装盤 (f) 計器用空気圧縮機</p> <p>有毒ガスの発生に伴う居住空間への影響については、中央制御室換気設備及び緊急時対策所換気設備における外気取入遮断時の室内の居住性を確保するため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>外気を取り入れている換気空調設備として、原子炉格納容器換気設備、補助建屋換気設備、中央制御室換気設備、中間建屋換気空調設備、ディーゼル発電機室換気空調設備、主蒸気管ヘッド室換気空調設備及びバッテリー室換気空調設備がある。</p> <p>外気取入ダンパが設置されており、閉回路循環運転が可能である中央制御室換気設備については、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、外部火災の二次的影響評価としては、ばい煙及び有毒ガスが考えられ、安全上重要な設備に対する影響評価が必要な機器として、外気を取り入れる空調系統、外気を設備内に取り込む機器及び室内空気を取り込む設備を抽出することが示されている。(P2-6 外-添付資料-2)</p>

2. 考慮すべき外部火災

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 2 施設への影響形態</p> <p>森林火災については、発電所に到達する火災の原子炉施設に対する火災、輻射熱の影響及び発生ばい煙の原子炉施設の換気設備への影響が考えられる。近隣の産業施設等の火災・爆発については森林火災と同様の火災、輻射熱の影響、発生ばい煙の影響の他に燃料タンク爆発等による飛来物の影響が考えられる。航空機墜落に対する影響は大量の燃料放出・発火にともなう火災、輻射熱の影響及び発生ばい煙の影響が考えられる。</p> <p>4. 外部火災の影響評価</p> <p>4. 1 考慮すべき発電所敷地外の火災</p> <p>考慮すべき発電所敷地外の火災として以下を検討する。ただし、航空機墜落による火災について、発電所敷地内に航空機墜落が想定される場合には、その発火点は敷地内とする。</p> <p>（1）森林火災</p> <p>発電所敷地外の 10km 以内を発火点とした森林火災が発電所に迫った場合でも、原子炉施設が、その影響を受けないう適切な防護措置が施されており、その二次的な影響も含めて、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。（解説-1）</p> <p>（2）近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>近隣の産業施設で発生した火災・爆発により、原子炉施設が、その影響を受けないう適切な防護措置が施されており、その二次的な影響も含めて、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。なお、発電所敷地外の 10km 以内を発火点とし、森林等に延焼することによって発電所に迫る場合は（1）の森林火災として評価する。（ただし、発電所敷地内に存在する石油類やヒドラジンなどの危険物タンク火災については、（3）の航空機墜落と</p>	<p>外部火災に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、種々の火災とその二次的影響について、考慮すべきものを検討しているか。</p>	<p>外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機落下による火災（発電所敷地内に存在する危険物タンク火災等を含む。）を選定し、二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を選定していることを確認した。</p> <p>安全施設は、想定される外部火災において、最も厳しい火災が発生した場合においても原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能（以下「安全機能」という。）を損なわないう、防火帯・防火エリアの設置、建屋による防護、離隔距離の確保、代替設備の確保等によって、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>想定する外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発、航空機墜落による火災を選定することを確認した。外部火災で想定する火災を「第 1.9.1 表 外部火災にて想定する火災」に示されていることを確認した。</p> <p>（個別の外部火災による影響評価及び評価結果に対する設計方針は、次ページ以降に）</p>

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

3. 外部火災に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>3. 外部火災の防護</p> <p>3. 1 設計目標・確認事項</p> <p>(1) 想定火災発生時の安全性の評価においては、原子炉施設に対する最大熱流束を特定し、建屋の外側（コンクリート、鋼、扉、貫通部で形成される障壁）の耐性を確認する。</p> <p>(2) 施設の所要の安全機能を発揮するために必要なすべてのディーゼル発電機への適切な空気の供給を確保できることを確認する。</p> <p>3. 2 防護手段</p> <p>(1) 外部火災に対する原子炉施設の防護は、外部火災による発電所内における火災の発生可能性の最小化、及び火災に対する障壁を強化することによって実現される。安全系の多重性、隔離、耐火区画、固有の障壁による物理的分離、さらには火災感知および消火設備の使用など、その他の設計特性も備える。</p> <p>(2) 構造物固有の耐性が十分でない場合、障壁の追加や距離による隔離を行う。曝露される構造物コンクリートの厚さを増加することが、想定負荷に対する耐性向上に寄与する場合は、これを検討してもよい。</p> <p>(3) 換気系統は、ダンパ等を用いて外気から系統を隔離すること等によって外部火災から防護する。</p> <p>(4) 煙や埃に対して脆弱な安全保護系の設備等について適切な防護対策を講じる。</p>	<p>発電用原子炉施設外における火災に対する防護設計を行うために、(i) 輻射熱の影響及び(ii) ばい煙の影響その他の影響に対して安全施設の安全機能が損なわれないように、設計方針を策定することとしているか。</p> <p>(i) 輻射熱の影響に対する防護（外壁に期待する場合）</p> <p>① 外壁における表面温度の許容温度が科学的・技術的に示されていることを確認。</p> <p>例：200℃を超えないこと。「建築火災のメカニズムと火災安全設計」（財）日本建築センター補足説明資料において、以下の項目を考慮することが示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外壁は、側壁だけでなく天井面 ・ 天井面温度評価が外壁（側壁）温度評価に包絡されるとする場合にはその根拠 ・ 建屋内部への熱影響（特に防火帯に近い施設） 	<p>① 火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度として、200℃以下とすることを確認した。（「原田和典 建築火災のメカニズムと火災安全設計」（財）日本建築センター 平成19年）</p> <p>補足説明資料において、以下のとおりコンクリート表面の許容温度が示されている。</p> <p>建屋の評価に使用しているコンクリートの許容温度200℃について、その根拠を以下に示す。</p> <p>・鉄筋コンクリート構造の火災時耐力については、コンクリートの高温時圧縮強度データを整理した結果として、高温時のコンクリートの圧縮強度低下率が示されている。加熱温度を常温、100℃、200℃、300℃と100℃間隔で加熱した結果、圧縮強度は常温から100℃で低下し、その後200℃に向けて上昇しており、常温時の強度とほぼ同等の強度まで再上昇する。その後は温度の上昇とともに圧縮強度が低下していることから、コンクリート壁の表面温度200℃を許容温度と定めた。なお、実証試験の温度は緩やかに加熱しているため、コンクリート表面から内部までの温度を均一としており、コンクリート壁の表面温度を200℃に設定することは保守的な評価となる。（P2-6 外-添付資料-130）</p> <p>なお、施設の表面温度の評価を行う際の保守的な考え方が以下のとおり示されている。</p> <p>（建屋外壁）</p> <p>火災源からの輻射熱による建屋外壁の表面温度の評価において、その外壁表面温度の初期値については、外気温や日照の影響を考慮した場合、1日における建屋外壁表面の最高温度は約50.4℃となることから、保守的に建屋外壁表面の初期温度を51℃としている。（P2-6 外-添付資料-129）</p> <p>（海水ポンプ）</p> <p>原子炉周辺建屋外壁への評価と同様に海水ポンプへの熱影響評価を実施した。冷却空気の温度上昇の評価について、ケーシングに受けた輻射による熱エネルギーが全て冷却空気に伝達されるという保守的な評価を実施した結果、冷却用空気の温度は、許容温度を超えることはなく、海水ポンプに影響を与えないとしている。（P2-6 外-添付資料-158）</p> <p>（復水タンク）</p> <p>建屋外壁への評価と同様に復水タンクへの熱影響評価を実施した。復水タンクの水温上昇の評価について、タンク側面に受けた輻射による熱エネルギーが全て保有水に伝熱されるという保守的な評価を実施した結果、復水タンク保有水の温度は許容温度以下となり、復水タンクの機能維持に影響をおよぼさないとしている。（P2-6 外-添付資料-158）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（外壁に期待できない場合）</p> <p>② 防護上、外壁の表面温度低減等の機能を期待して保護材を設置する場合は、その機能を確実に期待できることを確認。</p> <p>（例） 建屋外壁の打ち増しコンクリート厚さを増加させることについて、設計方針の妥当性</p> <p>（タンクの貯蔵量を運用管理する場合）</p> <p>③ 火災源となる屋外のタンク類について、その内包する燃料等の貯蔵量を低減させることで対応する場合は、運用上の方針を確認。（具体的な内容は保安規定にて確認。）</p>	<p>（燃料取替用水タンク）</p> <p>建屋外壁への評価と同様に燃料取替用水タンクへの熱影響評価を実施した。燃料取替用水タンクの水温上昇の評価について、タンク側面に受けた輻射による熱エネルギーが全て保有水に伝熱されるという保守的な評価を実施した結果、燃料取替用水タンク保有水の温度は許容温度以下となり、燃料取替用水タンクの機能維持に影響をおよぼさないことを確認した。（P2-6 外-添付資料-158）</p> <p>② 外部火災の熱影響に対して既設の建屋外壁で防護する設計であることを確認した。</p> <p>③ タンク貯蔵量を運用管理することはないことを確認した。</p>
	<p>（ii）ばい煙の影響に対する防護</p> <p>① 換気系統においてダンパ等により外気からの隔離を行う場合には、隔離によっても運転員等の居住性が確保されることを確認。</p> <p>（例）中央制御室での酸素濃度や二酸化炭素濃度の時間変化）。</p> <p>② 煙や埃に対して脆弱な安全保護系の設備等について必要に応じて適切な防護対策を講じることとしていることを確認。</p>	<p>（ii）</p> <p>① 中央制御室換気設備及び緊急時対策所換気設備については、外気取入遮断時の室内の居住性を確保するため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し、作業環境に影響を与えないことを確認した。</p> <p>② 安全保護系計装盤が設置されている部屋は、中央制御室換気設備にて空調管理されており、本空調系の外気取入口には平型フィルタ（主として粒径が5μmより大きい粒子を除去）が設置されているが、これに加えて下流にさらに細かな粒子を捕集可能な粗フィルタ（およそ2μmより大きな粒子を除去）が設置されている。このため、他の換気空調設備に比べてばい煙に対して高い防護性能を有しており、室内に侵入するばい煙の粒径は極めて細かな粒子であることを確認した。この粗フィルタの設置により、極めて細かな粒子のばい煙が侵入した場合においても、ばい煙の付着による短絡等の発生を可能な限り低減することにより安全保護系計装盤の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(iii) 火災防護計画</p> <p>火災防護基準に基づき策定することとなる「火災防護計画」において、外部火災に対する消火活動について定められることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 【消火活動の対象および目的】外部火災の場合の自衛消防隊による消火活動の対象や目的が示されていること。 ・ 【消火活動の実現性】（以下、例示） <ul style="list-style-type: none"> a. 自衛消防隊の体制および装備 b. 火災発見の感知方法、監視機器、通報連絡体制 c. 水源位置、ホース展開距離、ホース展開経路、高低差 d. 火災感知から消火活動開始までの所要時間の見積もり根拠（訓練実績、訓練計画） 	<p>体制</p> <p>火災発生時の原子炉施設の保全のための活動を行うため、消火活動要員が常駐するとともに、火災発生時には、所員により編成する自衛消防隊を設置する方針であることを確認した。</p> <p>自衛消防隊の組織体制を「第1.9.4 図 自衛消防隊体制図」に示されていることを確認した。</p> <p>手順等</p> <p>外部火災における手順については、火災発生時の対応、防火帯・防火エリアの維持・管理及びばい煙・有毒ガス発生時の対応を火災防護計画に定める方針であることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 防火帯・防火エリアの維持・管理においては、手順等を整備し、的確に実施する。 (2) 初期消火活動においては、手順等を整備し、火災発生現場の確認、中央制御室への連絡、消火栓等を用いた初期消火活動を実施する。 (3) 外部火災によるばい煙発生時には、外気取入口に設置している平型フィルタ、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止、又は閉回路循環運転により、建屋内へのばい煙の侵入を阻止する。 (4) 外部火災による有毒ガス発生時には、外気取入ダンパの閉止、換気空調設備の停止、又は、閉回路循環運転により、建屋内への有毒ガスの侵入を阻止する。 (5) 外部火災による中央制御室へのばい煙侵入阻止に係る教育を定期的を実施する。 (6) 森林火災から外部火災防護施設を防護するための防火帯・防火エリアの設定に係る火災防護に関する教育を定期的を実施する。 (7) 近隣の産業施設の火災・爆発から外部火災防護施設を防護するために、離隔距離を確保することについて火災防護に関する教育を定期的を実施する。 (8) 外部火災発生時の初期消火活動について火災防護に関する教育を定期的を実施する。また、消火活動要員による消防訓練、総合的な訓練、運転操作等の訓練を定期的を実施する。 (9) 固体廃棄物貯蔵庫の周辺には防火エリアを設定して森林火災から防護する方針とするが、飛び火による影響の防止のため散水する運用とし、手順を定め、訓練を定期的を実施する。 (10) モニタポストが外部火災の影響を受けた場合は、代替設備を防火帯内側に設置する運用とし、手順を定め、訓練を定期的を実施する。 <p>補足説明資料において、以下のとおり森林火災に対応した消火活動の成立性が示されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. FARSITE 解析による到達時間までに消火活動が開始できる事の確認について FARSITE 解析結果、到達時間は評価上厳しいケース1において約 3.0 時間という結果が得られている。森林火災発生時の覚知方法は以下の方法がある。 <ol style="list-style-type: none"> ①災害情報受信者が森林火災情報を受信し、中央制御室（通報連絡者）へ連絡 ②24 時間常駐している警備員が森林火災を発見し、中央制御室（通報連絡者）へ連絡 ③24 時間常駐している自衛消防隊、運転員が夜間も含めたパトロール時に森林火災を発見し、中央制御室（通報連絡者）へ連絡 <p>上記の方法により、火災を覚知した後、自衛消防隊により初期消火活動を実施するが、消火活動の成立性については以下のとおり評価した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ①自衛消防隊の初期消火活動要員が 24 時間常駐しており、早期に消火体制の確立が可能。

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>②外部火災を覚知してから、初期消火活動要員による消火活動開始までに要する時間は過去の訓練実績より約13分（平成25年9月5日の訓練実績）であるので、30分程度で消火（散水）活動が開始できると考えられる</p> <p>③初期消火活動要員および敷地内に待機している消防自動車については以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・化学消防車 1台 <仕様：0.7MPa、1000L/min以上、5,000L> ・小型動力ポンプ付水槽車 1台 <仕様：0.85MPa、2000L/min以上> <p>以上より、森林火災覚知後、短時間で消火活動が可能であることから、火災の到達時間約3.0時間内の発電所の自衛消防隊による対応は可能である。（P2-6外-添付資料-47）</p>

（1）森林火災

① 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の想定及び影響評価

a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定</p> <p>4. 2 発電所敷地外での火災影響の検討</p> <p>4. 2. 1 火災の規模</p> <p>火災の規模として、放射熱、火炎の強度・面積・形状、伝播速度を考慮する。</p> <p>（1）森林火災</p> <p>可燃物の量（植生）、気象条件、風向き、発火点等の初期条件を、工学的判断に基づいて原子炉施設への影響を保守的に評価するよう設定する。</p> <p>【附属書A（森林火災の原子力発電所への影響評価について）】</p> <p>1. 総則（略）</p> <p>1. 2 一般（略）</p> <p>1. 3 参考資料（略）</p> <p>1. 4 用語の定義（略）</p> <p>2. 火災の到達時間及び防火帯幅の評価</p> <p>2. 1 森林火災の想定</p> <p>森林火災の想定は以下のとおりである。</p> <p>（1）森林火災における各樹種の可燃物量は現地植生から求める。</p> <p>（2）気象条件は過去10年間を調査し、森林火災の発生件数の多い月の最小湿度、最高気温、及び最大風速の組合せとする。</p> <p>（3）風向は卓越方向とし、発電所の風上に発火点を設定する。ただし、発火源と発電所の位置関係から風向きを卓越方向に設定することが困難な場合は、風向データ等から適切に設定できるものとする。</p> <p>（4）発電所からの直線距離10kmの間で設定す</p>	<p>森林火災による影響を評価するに当たり、外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎放射強度の算出方法を示すとともに、延焼速度を基に発火点から発電所までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を、火炎放射強度を基に危険距離を算出する方法を示している。</p> <p>このため、発生を想定する発電所敷地外における森林火災を、以下の項目を踏まえて想定しているか。</p> <p>（1）FARSITE 解析に必要な入力データ</p> <p>（1-1）土地利用データ</p> <p>① 土地利用データについては、国土交通省により示された国土数値情報の100mメッシュのデータが用いられていることを確認。</p> <p>（1-2）地形データ</p> <p>① 地形データについては、国土地理院により示された基盤地図情報の10mメッシュのデータが用いられていること。また、傾斜度、傾斜方法について、標高データから計算されていること。</p> <p>（1-3）植生データ</p> <p>① 植生調査は、現地調査したもの、または、森林簿等による机上検討によるものが明示されていることを確認。</p> <p>植生データを使用する場合、地方自治体から入手した森林簿等に記載された樹種・林齢を利用し、土地利用データにおける森林の領域（100mメッシュ）をさらに細分化したものが解析に用いられていることを確認。なお、発電所近傍の植生についてより詳細に調査する必要がないとする場</p>	<p>福井県及び京都府から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種、林齢に基づき、可燃物となる植生を設定していることを確認した。</p> <p>① 土地利用状況について、現地状況をできるだけ模擬するため、発電所周辺の建物用地、交通用地等のデータについては、公開情報の中でも高い空間解像度である国土交通省により提供されている国土数値情報の100mメッシュのデータを用いていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、現地状況をできるだけ模擬するため、発電所周辺の建物用地、交通用地等のデータについては、公開情報の中でも高い空間解像度である100mメッシュの「国土数値情報 土地利用細分メッシュ」（国土交通省データ）を用いることが示されている。（P2-6 外-添付資料7）</p> <p>① 地形データについては、現地状況をできるだけ模擬するため、発電所周辺の土地の地形のデータについて公開情報の中でも高い空間解像度である国土地理院により提供されている基盤地図情報の10mメッシュの標高データを用いていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、基盤地図情報（国土地理院）の10mメッシュの標高データを使用し、傾斜度、傾斜方向については標高データから計算していることが示されている。（P2-6 外-添付資料-7）</p> <p>① 現地状況をできるだけ模擬するため、樹種及び生育状況に関する情報を有する森林簿の空間データを地方自治体（福井県及び京都府）より入手する。森林簿の情報を用いて、土地利用データにおける森林領域を樹種・林齢によりさらに細分化することを確認した。発電所構内の植生データについては、発電所内の樹木を管理している緑化計画書を用いることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、植生調査時期はH27年12月及びH26年7月であること、また、調査者は一級造園施工管理技師※（国家資格）の資格を保有し、植生調査に関する業務についても20年従事しており、十分な力量を保有していることが示されている。（P2-6 外-添付資料-10）</p> <p>※造園施工管理技師：公園や緑地、遊園地などの造園工事の施工計画を作成し、現場の施工管理、資材等の品質管理、作業の安全管理等の業務を行う。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）										
<p>る。（解説-1）</p> <p>(5) 発火源は最初に人為的行為を考え、道路沿いを発火点とする。さらに、必要に応じて想定発火点を考え評価する。</p> <p>(解説-1) 発火点の設定について</p> <p>米国外部火災基準 (NUREG-1407) において、発電所から 5 マイル以内の火災の影響を評価するとしていることを参考として設定。</p> <p>2. 2 森林火災による影響の有無の評価</p> <p>2. 2. 1 評価手法の概要</p> <p>本評価ガイドは、発電所に対する森林火災の影響の有無の評価を目的としている。具体的な評価指標と観点を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="210 873 750 1201"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>評価の観点</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>延焼速度 [km/h]</td> <td>・火災発生後、どの程度の時間で発電所に到達するのか</td> </tr> <tr> <td>火線強度 [kW/m]</td> <td rowspan="5">・発電所に到達し得る火災の規模はどの程度か ・必要となる消火活動の能力や防火帯の規模はどの程度か</td> </tr> <tr> <td>火炎長 [m]</td> </tr> <tr> <td>単位面積当たり熱量 [kJ/m²]</td> </tr> <tr> <td>火炎輻射強度 [kW/m²]</td> </tr> <tr> <td>火炎到達幅 [m]</td> </tr> </tbody> </table> <p>上記の評価指標は、現地の土地利用（森林、農地、居住地等の分布）、地形（標高、傾斜角度等）、気象条件（風向・風速、気温、湿度等）に大きく依存することから、これらを可能な限り考慮した評価を行う必要がある。</p> <p>本評価ガイドにおいては、FARSITE (Fire Area Simulator) という森林火災シミュレーション解析コードの利用を推奨している。FARSITE は、米国農務省 USDA Forest Service で開発され、世界的に広く利用されている。本モデルは、火災の4つの挙動タイプを考慮するとともに、地理空間情報を入力データとして使用することにより、現地の状況に即した評価を行うことが可能である。</p>	評価指標	評価の観点	延焼速度 [km/h]	・火災発生後、どの程度の時間で発電所に到達するのか	火線強度 [kW/m]	・発電所に到達し得る火災の規模はどの程度か ・必要となる消火活動の能力や防火帯の規模はどの程度か	火炎長 [m]	単位面積当たり熱量 [kJ/m ²]	火炎輻射強度 [kW/m ²]	火炎到達幅 [m]	<p>合、その理由が説明されていることを確認。補足説明資料において、植生調査の日時あるいは利用した森林簿等のデータの作成日が記載されているか。また、植生調査者の力量（国家資格等）、主要な調査地点の写真等を確認。</p> <p>② FARSITE へ入力するパラメータ区分（樹種・林齢・樹冠率）の設定の考え方を確認。</p> <p>③ 植生が混在している区画等においては、火線強度が大きくなる植種（入力パラメータ）に設定していることを確認。</p> <p>(1-4) 気象データ</p> <p>① 過去10年間の実績を調査し、森林火災の発生件数の多い、いくつかの月のうち、最小湿度、最高気温、及び最大風速が厳しくなるものの組合せが採用されていることを確認。</p>	<p>確認結果（高浜）</p> <p>② 発電所周辺の植生データについて、実際の植生を調査し、FARSITE入力データとしての妥当性を確認することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、森林簿データについては、地方自治体から入手したものを使用しており、地方自治体から入手した森林簿（H25年4月に入手）の中から「樹種」と「林齢」が特定できるものについては、以下の11区分の植生タイプに分類し、FARSITE解析上の可燃物パラメータを設定したことが示されている。また、地方自治体から入手した森林簿の中で「樹種」と「林齢」が特定できない領域について、当該地域の森林簿では竹林が設定されており、森林簿の植生区分とFARSITEにおける可燃物パラメータとの対応および設定の考え方が示されている。(P2-6外-添付資料-8,9)</p> <p>③ 補足説明資料において、樹種による火線強度を確認すると、常緑広葉樹よりも、落葉広葉樹及び針葉樹は高く、更に落葉広葉樹と針葉樹を比較すると、針葉樹については、樹齢が高くなると火線強度が低くなり、20年生以上の針葉樹は、落葉広葉樹よりも低くなる。発電所の調査で確認された針葉樹は、運転開始以降に植樹したものではなく、調査結果からも樹齢は20年生以上であることが確認されており、落葉広葉樹よりも火線強度が低くなることから、植生調査結果において防火帯外縁の樹種を全て落葉広葉樹に設定していることが示されている。(P2-6外-添付資料-10,11)</p> <p>① 福井県における森林火災発生頻度が年間を通じて比較的高い月の舞鶴特別地域気象観測所と小浜地域気象観測システムの過去10年間の気象データの中から、最小湿度、最高気温及び最大風速をそれぞれ抽出し、それらの組合せを気象条件として設定していることを確認した。</p> <p>現地にて起こり得る最も厳しい条件を検討するため、過去10年間のデータのうち、福井県で発生した森林火災の実績より、発生頻度が高い3月から6月の気象条件（最多風向、最大風速、最高気温、最小湿度）の最も厳しい条件を用いる。なお、気象条件を設定する際には、最寄の舞鶴特別地域気象観測所の気象データに加え、考慮すべき卓越風向を増やすことにより、より多くの想定発火点を設定し、保守的な評価をするため、10年間以上の気象データを保有し、発電所から最寄りの気象観測所である小浜地域気象観測システムの気象データを使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、気象条件の設定については、「外部火災の影響評価ガイド」に基づき、過去10年間の福井県における森林火災の発生件数が多い3~6月の最高気温、最低湿度、最大風速を選定した。ただし、発電所は舞鶴と小浜の気象観測所のほぼ中間地点にあるため、両観測所の気象データの中から、3~6月の最高気温、最低湿度、最大風速を選定していることが示されている。(P2-6外-添付資料-11)</p>
評価指標	評価の観点											
延焼速度 [km/h]	・火災発生後、どの程度の時間で発電所に到達するのか											
火線強度 [kW/m]	・発電所に到達し得る火災の規模はどの程度か ・必要となる消火活動の能力や防火帯の規模はどの程度か											
火炎長 [m]												
単位面積当たり熱量 [kJ/m ²]												
火炎輻射強度 [kW/m ²]												
火炎到達幅 [m]												

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）										
<p>2. 2. 2 評価対象範囲</p> <p>評価対象範囲は発電所近傍の発火想定地点を10km以内としたことにより、植生、地形等評価上必要な対象範囲は発火点の距離に余裕をみて南北12km、東西12kmとする。</p> <p>2. 2. 3 必要データ</p> <p>評価に必要なデータを以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="195 695 744 1066"> <thead> <tr> <th>データ種類</th> <th>整備要領</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>土地利用データ</td> <td>現地状況をできるだけ模擬するため、公開情報の中でも高い空間解像度である100mメッシュの土地利用データを用いる。 (国土数値情報 土地利用細分メッシュ)</td> </tr> <tr> <td>植生データ</td> <td>現地状況をできるだけ模擬するため、樹種や生育状況に関する情報を有する森林簿の空間データを現地の地方自治体より入手する。森林簿の情報を用いて、土地利用データにおける森林領域を、樹種・林齢によりさらに細分化する。</td> </tr> <tr> <td>地形データ</td> <td>現地状況をできるだけ模擬するため、公開情報の中でも高い空間解像度である10mメッシュの標高データを用いる。傾斜度、傾斜方向については標高データから計算する。 (基盤地図情報 数値標高モデル 10mメッシュ)</td> </tr> <tr> <td>気象データ</td> <td>現地にて起こり得る最悪の条件を検討するため、発生件数の多い月の過去10年間の最大風速、最高気温、最小湿度の条件を採用する。</td> </tr> </tbody> </table>	データ種類	整備要領	土地利用データ	現地状況をできるだけ模擬するため、公開情報の中でも高い空間解像度である100mメッシュの土地利用データを用いる。 (国土数値情報 土地利用細分メッシュ)	植生データ	現地状況をできるだけ模擬するため、樹種や生育状況に関する情報を有する森林簿の空間データを現地の地方自治体より入手する。森林簿の情報を用いて、土地利用データにおける森林領域を、樹種・林齢によりさらに細分化する。	地形データ	現地状況をできるだけ模擬するため、公開情報の中でも高い空間解像度である10mメッシュの標高データを用いる。傾斜度、傾斜方向については標高データから計算する。 (基盤地図情報 数値標高モデル 10mメッシュ)	気象データ	現地にて起こり得る最悪の条件を検討するため、発生件数の多い月の過去10年間の最大風速、最高気温、最小湿度の条件を採用する。	<p>② 風向は卓越風向が採用されていること。具体的には、最大風速における風向の出現回数、及び最多風向の出現回数を調査し、風上方向に発火点が存在する方角の中で、出現回数が多い風向を卓越風向として設定していることを確認。</p> <p>③ 気象条件として設定する風向きについて、最大風速の風向きも考慮して設定しているか。</p> <p>(2) 評価エリア</p> <p>① 発火想定地点と発電所との関係を考慮して、評価対象範囲を設定していることを確認。</p> <p>(例)</p> <p>発火想定地点を発電所から10kmとした場合、発電所から南北12km、東西12kmの範囲等</p> <p>(3) 発火点</p> <p>人為的行為（たばこ、野火等）による発火を考慮して道路沿いに発火点が選定されているか。</p> <p>① 想定する発火位置の考え方を確認。</p> <p>(考慮事項の例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所周辺の道路地図等による道路の位置関係 ・ 斜面の勾配その他発電所近傍の地理関係 ・ 火災の発生件数、発火要因については、地域性（地域固有のデータ） ・ 人為的であることを考慮して人の立ち入りが可能な海岸付近の区域 	<p>② 風向については、上記の気象データの中から最大風速における風向と最多風向の出現回数を調査し、これらを基に卓越風向を設定し、評価に必要なパラメータごとに、より厳しい値を採用していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、表3～6月の卓越方向選定表にて設定することが示されている、(P2-6外-添付資料-12)</p> <p>③ 補足説明資料において、風向は3～6月における卓越風向を選定すべく、両観測所の最大風速における風向の出現回数および最多風向の出現回数を調査し、調査の結果、風上方向に発火点と考える地点がある方角の中で出現回数が多い北、北北東、東南東、南東、西南西を卓越風向としたことが示されている。(P2-6外-添付資料-11)</p> <p>① 発電所近傍の発火想定地点を10km以内とし、植生及び地形の評価対象範囲は発火点の距離に余裕をみて南北13km、東西13kmの範囲を対象に評価を行うことを確認した。</p>
データ種類	整備要領											
土地利用データ	現地状況をできるだけ模擬するため、公開情報の中でも高い空間解像度である100mメッシュの土地利用データを用いる。 (国土数値情報 土地利用細分メッシュ)											
植生データ	現地状況をできるだけ模擬するため、樹種や生育状況に関する情報を有する森林簿の空間データを現地の地方自治体より入手する。森林簿の情報を用いて、土地利用データにおける森林領域を、樹種・林齢によりさらに細分化する。											
地形データ	現地状況をできるだけ模擬するため、公開情報の中でも高い空間解像度である10mメッシュの標高データを用いる。傾斜度、傾斜方向については標高データから計算する。 (基盤地図情報 数値標高モデル 10mメッシュ)											
気象データ	現地にて起こり得る最悪の条件を検討するため、発生件数の多い月の過去10年間の最大風速、最高気温、最小湿度の条件を採用する。											
		<p>① 発火点の設定について、福井県における森林火災の最多発生原因（野焼きと焚き火）を考慮し、田、広場（港、空き地）を設定するとともに、卓越風向を考慮し、発電所の風上に発火点を4つ設定していることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり。</p> <p>発火点については、発電所から直線距離10kmの間で風向及び人為的行為を考慮し、防火帯幅及び熱影響評価に際してFARSITEより出力される高い値を用いて実施するために4地点を設定する。</p> <p>a) 福井県における森林火災の最多発生原因である「野焼き」と「焚き火」を考慮し、「野焼き」として田の領域、「焚き火」として広場のある領域（港、空地）を発火点として設定する。また、卓越風向（西南西、南東、北、北北東）が発電所の風上方向となるよう、発火点を4地点設定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発火点1：発電所の西南西約1.0kmの田の領域 ・ 発火点2：発電所の南東約1.2kmの田の領域 ・ 発火点3：発電所の北約1.0kmの港 ・ 発火点4：発電所の北北東約1.8kmの空地 <p>(発火点の設定の妥当性については後述する。)</p> <p>4つの発火点を基に評価に必要なパラメータを算出し、パラメータごとに、より厳しい値を採用していることを確認した。また、いずれの発火点も、発電所からの直線距離が10kmまでの範囲内であり、発火源として人為的行為を想定していることを確認した。</p>										

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>② 発電所到達時の火線強度が大きくなるよう、発火時刻による感度解析が行われていることを確認。</p>	<p>② 森林火災の発火時刻について、日照時間に応じた感度解析を行い、火線強度又は反応強度が最大となる時刻を採用していることを確認した。</p> <p>具体的には、日照による草地及び樹木の乾燥に伴い、火線強度及び反応強度が増大することから、これらを考慮して火線強度及び反応強度が最大となる発火時刻を設定することを確認した。</p>

b. 森林火災による影響評価

b-1. 火災の到達時間及び防火帯幅の評価

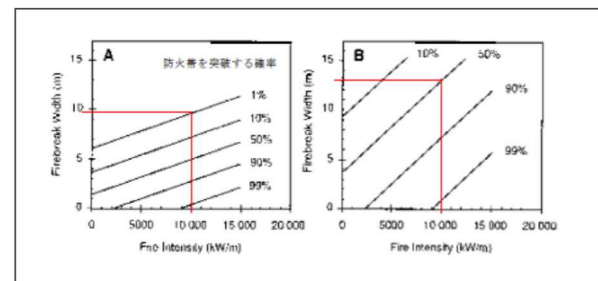
設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>b. 森林火災による影響評価</p> <p>b-1. 火災の到達時間及び防火帯幅の評価</p> <p>4. 3 火災の影響評価</p> <p>火災の影響評価では以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の規模に対する原子炉施設の十分な防火機能 (1) 森林火災 <p>評価パラメータとして以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火線強度（想定火災の火炎強度に対する原子炉施設の防火帯幅評価） 発電所敷地外の10km以内を発火点とする。 輻射強度（想定火災の輻射熱に対する原子炉施設の熱影響評価） 防火帯幅（延焼防止に必要な防火帯の幅）、危険距離（延焼防止に必要な距離） 延焼速度及び発火点から発電所までの到達時間 森林火災の評価（ばい煙等への対策を除く。）については附属書Aに示す。 <p>【附属書A（森林火災の原子力発電所への影響評価について）】</p> <p>2. 2. 4 延焼速度及び火線強度の算出</p> <p>ホイヘンスの原理*に基づく火炎の拡大モデルを用いて延焼速度や火線強度を算出する。</p> <p>* 附属 A 参照</p> <p>2. 2. 5 火災の到達時間の算出</p> <p>延焼速度より、発火点から発電所までの到達時間を算出する。また、火災の到達時間を基に発電所の自衛消防隊が対応可能であるか否かを評価する。</p> <p>2. 2. 6 防火帯幅の算出</p> <p>火線強度より、発電所に必要な最小防火帯幅を算出する。ここでは Alexander and Fogarty の</p>	<p>「a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定」の火災による火災の到達時間及び防火帯幅の評価は、外部火災ガイド附属書Aを踏まえて算出されているか。</p> <p>【FARSITE 解析結果の確認】</p> <p>① 解析結果のカウンター図等で火線強度が最大となる位置を確認。</p> <p>【延焼速度、火災の到達時間、火線強度の算出】</p> <p>② FARSITE の解析結果より、以下の項目について算出していることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> 延焼速度及び火線強度 発火点から発電所までの到達時間 	<p>① 森林火災シミュレーション解析コード（FARSITE）を用いて、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を算出した上で、延焼速度を基に発火点から防火帯までの到達時間を、火線強度を基に防火帯幅を算出していることを確認した。</p> <p>FARSITEから出力される最大火線強度（703kW/m（発火点3））により算出される評価上必要とされる防火帯幅16.2mに対し、18m以上の防火帯幅を確保することにより安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>② 具体的には、ホイヘンスの原理に基づく火炎の拡大モデルを用いて延焼速度を0.06m/sとし、これを基に、発火点から防火帯までの火災の到達時間を約3.0時間としていることを確認した。防火帯の外縁での最大火線強度を703kW/mとし、これに必要な防火帯幅を16.2mとしていることを確認した。また、最大の火炎輻射強度を1,049kW/m²としていることを確認した。</p> <p>ホイヘンスの原理に基づく火炎の拡大モデルを用いて延焼速度(0.06m/s(発火点3))や火線強度(703kW/m(発火点3))を算出することを確認した。</p> <p>延焼速度より、発火点から防火帯までの火災到達時間※(約3.0時間(発火点1))を算出し、森林火災が防火帯に到達するまでの間に発電所に常駐している自衛消防隊による屋外消火栓等を用いた消火活動が可能であり、万が一の飛び火による火災の延焼を防止することで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>※火災が防火帯に到達する時間</p> <p>補足説明資料において、FARSITEの解析結果が示されており、火線強度や到達時間等が算出されていることが示されている。(P2-6外-添付資料-15~19)</p>

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

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

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

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



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

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

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

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

b-2. 危険距離の評価

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）												
<p>b-2. 危険距離の評価</p> <p>【【附属書A（森林火災の原子力発電所への影響評価について）】】</p> <p>3. 危険距離の評価</p> <p>3. 1 森林火災の想定</p> <p>前述の2. 1 森林火災の想定と同じ。</p> <p>3. 2 森林火災による影響の有無の評価</p> <p>3. 2. 1 評価手法の概要</p> <p>本評価ガイドは、輻射強度という指標を用いて、原子炉施設に対する森林火災の影響の有無の評価を目的としている。具体的な評価指標とその内容を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="192 888 780 1230"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>輻射強度 [W/m²]</td> <td>火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度</td> </tr> <tr> <td>火炎到達幅 [m]</td> <td>発電所に到達する火炎の横幅（2. 2 森林火災で算出された値）</td> </tr> <tr> <td>形態係数 [-]</td> <td>火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数</td> </tr> <tr> <td>燃焼半径 [m]</td> <td>森林火災の火炎高さより算出する値</td> </tr> <tr> <td>危険距離 [m]</td> <td>延焼防止に必要な距離</td> </tr> </tbody> </table> <p>上記の評価指標は、受熱面が輻射帯の底部と同一平面上にあると仮定して評価する。</p> <p>森林火災の火炎形態については、土地の利用状況（森林、農地、居住地等の分布）、地形（標高、傾斜角度等）、気象条件（風向・風速、気温、湿度等）に大きく依存することから、これらをすべて反映した火炎モデル仮定することは難しい。したがって、森林火災の火炎は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。なお、原子炉施設への火炎到達幅の分だけ円筒火災モデルが横一列に並ぶものとする。</p> <p>3. 2. 2 評価対象範囲</p>	評価指標	内容	輻射強度 [W/m ²]	火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度	火炎到達幅 [m]	発電所に到達する火炎の横幅（2. 2 森林火災で算出された値）	形態係数 [-]	火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数	燃焼半径 [m]	森林火災の火炎高さより算出する値	危険距離 [m]	延焼防止に必要な距離	<p>「a. 発生を想定する発電所敷地外における森林火災の設定」の火災による危険距離の評価は、ガイド附属書Aを踏まえて算出されているか。</p> <p>① 熱影響を評価し施設までの危険距離を確認。補足説明資料において、算出過程（評価モデル、評価式、境界条件、初期条件、形状データ、物性データ等）が提示されているか。具体的には以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 壁面の熱伝導モデルや計算条件は保守的に設定されていること。 物性データの出典が提示されていること。 日照条件を温度計算条件に反映していること。 	<p>① 影響評価に用いる火炎輻射強度は、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が 1,049 kW/m²（保守的な入力データにより FARSITE で評価した火炎輻射強度、火炎輻射強度は反応強度と比例することから反応強度が高い発火点1の火炎輻射強度を用いて評価する。）と算出されたことから、設計方針の策定に用いる火炎輻射強度を 1,200 kW/m² とし、これに対する危険距離を算出した上で、危険距離に応じた離隔距離を確保していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、外部火災ガイドを踏まえて算出した過程が示されている。</p>
評価指標	内容													
輻射強度 [W/m ²]	火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度													
火炎到達幅 [m]	発電所に到達する火炎の横幅（2. 2 森林火災で算出された値）													
形態係数 [-]	火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数													
燃焼半径 [m]	森林火災の火炎高さより算出する値													
危険距離 [m]	延焼防止に必要な距離													

評価対象範囲は発電所に迫る森林火災とする。

3. 2. 3 必要データ

評価に必要なデータを以下に示す。

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

3. 2. 4 燃焼半径の算出

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

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

R: 燃焼半径 [m]、H: 火炎長 [m]

3. 2. 5 円筒火炎モデル数の算出

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

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

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

3. 2. 6 形態係数の算出

次の式から各円筒火炎モデルの形態係数を算出する。

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

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

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

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

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

ϕ_t : 各円筒火炎モデルの形態係数を合計した値

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

3. 2. 7 危険距離の算出

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

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

$$E = Rf \cdot \phi$$

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

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

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

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

② 森林火災に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4. 4 火災の影響評価判断の考え方</p> <p>(1) 森林火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設の外壁、天井スラブが想定される森林火災の熱影響に対して許容限界温度以下である。 想定される森林火災に対して、火災の到達時間を考慮して発電所の自衛消防隊による対応が可能である。 防火帯幅が想定される森林火災に対して、評価上必要とされる防火帯幅以上である。 発電所に設置される防火帯の外縁（火炎側）から原子炉施設までの離隔距離が、想定される森林火災に対して、評価上必要とされる危険距離以上である。 <p>【附属書A（森林火災の原子力発電所への影響評価について）】</p> <p>2. 3 判断の考え方（到達時間及び防火帯幅）</p> <p>森林火災影響評価においては、以下に示す到達時間及び防火帯幅の要求基準を満足していることを確認する。</p> <p>2. 3. 1 火災の到達時間</p> <p>想定される森林火災に対して、火災の到達時間を考慮して発電所の自衛消防隊による対応が可能であること。</p> <p>2. 3. 2 防火帯幅</p> <p>防火帯幅が想定される森林火災に対して、評価上必要とされる防火帯幅以上であること。</p> <p>3. 3 判断の考え方（危険距離）</p> <p>危険距離を指標とした森林火災の影響の有無は、次の要求基準を満足しているかで判断する。</p>	<p>発火点から発電所敷地境界までの到達時間の算出及び防火帯幅の設定方針が適切か。</p> <p>(i) 熱影響に対する防護</p> <p>① 原子炉施設の外壁（天井面含む）、天井スラブが想定される森林火災の熱影響に対して許容限界温度以下となるよう設計することを確認。</p> <p>補足説明資料において、以下の事項を考慮して設計しているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> 許容温度の考え方並びにその根拠 建物内部への影響 	<p>① 外部火災防護施設を内包する建屋について、防火帯外縁における森林火災から最も近い建屋の外壁温度が許容値を下回るように設計していることを確認した。クラス1及びクラス2に属する屋外の構築物、系統及び機器については、森林火災に伴う温度上昇により安全機能が損なわれないように設計していることを確認した。また、クラス3に属する屋外の構築物、系統及び機器については、防火帯の内側への設置、代替設備の確保、防火帯と同じ幅の防火エリア及び散水設備の設置又は火災防護計画に基づく消火活動により防護する方針としていることを確認した。</p> <p>F A R S I T Eから出力される反応強度から求めた火炎輻射発散度（1,049kW/m²（発火点1））※1,2に対し、安全側に余裕を考慮した1,200kW/m²に基づき、防火帯から最も近い位置（71m）にある外部火災防護施設（1号炉燃料取扱建屋）の建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を求め、コンクリート許容温度200℃※3以下とすることで外部火災防護施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>※1 F A R S I T Eの保守的な入力データからF A R S I T Eで評価した火炎輻射発散度</p> <p>※2 火炎輻射発散度は反応強度と比例することから反応強度が高い発火点1の火炎輻射発散度を用いて評価する。</p> <p>※3 火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度</p> <p>補足説明資料において、以下のことが示されている。（P2-6-外-16~18）</p> <p>(1) 海水ポンプへの熱影響</p> <p>F A R S I T Eから出力される反応強度から求めた火炎輻射発散度（1,049kW/m²（発火点1））に対し、安全側に余裕を考慮した1,200kW/m²に基づき海水ポンプの冷却空気の取込温度を求め、許容温度※以下とすることで海水ポンプの安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>※モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な冷却空気の取込温度</p> <p>(2) 復水タンクへの熱影響</p> <p>F A R S I T Eから出力される反応強度から求めた火炎輻射発散度（1,049kW/m²（発火点1））に対し、安全側に余裕を考慮した1,200kW/m²に基づきタンク内の水の温度を求め、許容温度※以下とすることで復水タンクの安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>※補助給水系の設計温度</p> <p>(3) 燃料取替タンクへの熱影響</p> <p>F A R S I T Eから出力される反応強度から求めた火炎輻射発散度（1,049kW/m²（発火点1））に対し、安全側に余裕を考慮した1,200kW/m²に基づきタンク内の水の温度を求め、許容温度※以下とすることで燃料取替用水タンクの安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>※下流側ポンプ（内部スプレポンプ）の設計吸込温度</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>発電所に設置される防火帯の外縁（火炎側）から原子炉施設までの離隔距離が、想定される森林火災に対して、評価上必要とされる危険距離以上であること。</p> <p>4. 森林火災に対する防火安全性評価</p> <p>2. 3. 1、2. 3. 2及び3. 3の項目を十分に満たしている場合には、森林火災に対して一定の防火安全性をもつものとする。満たしていない場合には、別途防火安全対策を講じる。</p>	<p>② 複数の防護対象施設あるいは機器への影響評価を一つの施設あるいは機器で代表する場合には、その根拠が示されていることを確認。</p>	<p>② 外部火災による影響評価が必要となる施設は、①のとおり全て評価した上で設計することを確認した。</p>
	<p>(ii) 防火帯幅の設定</p> <p>① 発電所に設置される防火帯の外縁（火炎側）から原子炉施設までの離隔距離が、想定される森林火災に対して、評価上必要とされる危険距離以上であるであることを確認。</p> <p>② ①を踏まえて防火帯を設定していることを確認。</p> <p>③ 防火帯内にある設備等について、網羅的に抽出するとともにその適否の考え方を確認。</p> <p>④ 飛び火等による敷地内への延焼対策については、消防要員等に対応することとしていることを確認。</p>	<p>必要な防火帯幅が16.2mと算出されたことから、森林伐採により18m以上の防火帯幅を確保することとしてい</p> <p>ることを確認した。</p> <p>① F A R S I T Eから出力される反応強度から求めた火炎輻射発散度（1,049kW/m²（発火点1））に対し、安全側に余裕を考慮した1,200kW/m²に基づき危険距離※を求め、防火帯外縁（火炎側）からも近くに位置する外部火災防護施設（1号炉燃料取扱建屋）までの距離（71m）を危険距離以上確保することで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>※発電所周囲に設置される防火帯の外縁（火炎側）から外部火災防護施設の間に必要な離隔距離</p> <p>補足説明資料において、防火帯幅の設定の考え方が示されている。（P2-6 外-添付資料-20）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・森林火災の延焼を防止するために、森林伐採を実施し、評価上必要とされる防火帯（18m）を森林の外縁に沿う様に設置する。 ・発電所設備、駐車場についても配置を考慮し、延焼の可能性のあるものと干渉しないように防火帯を設定する。 ・防火帯については、車両の駐車を禁止するなど、可燃物が存在しないようにするとともに、必要に応じて除草等の管理を行う。 ・防火帯の外側にあるクラス3設備（固体廃棄物庫及び外部遮蔽壁保管庫）については、防火エリアを設け、森林火災の影響を低減できる様な対策をとる。 ・屋外重大事故等対処設備についても防火帯の内側となる様に防火帯を設定する。 <p>② F A R S I T Eから出力される最大火線強度（703kW/m（発火点3））により算出される評価上必要とされる防火帯幅16.2mに対し、18m以上の防火帯幅を確保することにより安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。設置する防火帯及び防火エリアを「第1.9.1 図 防火帯及び防火エリア設置図」に示す。</p> <p>③ 安全施設は、想定される外部火災において、最も厳しい火災が発生した場合においても原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能（以下「安全機能」という。）を損なわないよう、防火帯・防火エリアの設置、建屋による防護、離隔距離の確保、代替設備の確保等によって、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>④ 発火点から防火帯までの到達時間が約3.0時間と算出されたことから、発電所に常駐する自衛消防隊により、万が一の飛び火等による火災の延焼を防止することが可能であるとしていることを確認した。延焼速度より、発火点から防火帯までの火炎到達時間※（約3.0時間（発火点1））を算出し、森林火災が防火帯に到達するまでの間に発電所に常駐している自衛消防隊による屋外消火栓等を用いた消火活動</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>が可能であり、万が一の飛び火による火災の延焼を防止することで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。なお、防火帯の外側にあるクラス3設備としては、モニタポスト及び固体廃棄物貯蔵庫がある。火災発生時には、モニタポストについては代替設備の確保、固体廃棄物貯蔵庫は固体廃棄物貯蔵庫の周辺に、防火帯と同じ幅の防火エリア及び飛び火対策として 散水設備を設けることにより防護する設計とすることを確認した。</p> <p>※ 火災が防火帯に到達する時間</p>

（2）近隣の産業施設の火災・爆発

① 近隣の産業施設からの火災及びガス爆発の想定及び影響評価

a. 近隣の産業施設による火災及びガス爆発の想定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>a. 発電所周辺における石油コンビナート等の火災及びガス爆発想定（危険物等の流出火災及び高圧ガス漏洩による爆発）</p> <p>4. 2 発電所敷地外での火災影響の検討</p> <p>4. 2. 1 火災の規模</p> <p>火災の規模として、輻射熱、火災の強度・面積・形状、伝播速度を考慮する。</p> <p>（2）近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>発電所近隣の産業施設の特徴から、火災・爆発の規模を工学的判断に基づいて、原子炉施設への影響を保守的に評価するよう設定する。</p> <p>【附属書B】（石油コンビナート等火災・爆発の原子力発電所への影響評価について）</p> <p>1. 総則（略）</p> <p>1. 2 一般（略）</p> <p>1. 3 参考資料（略）</p> <p>1. 4 用語の定義（略）</p> <p>2. 発電所周辺における石油コンビナート等の火災影響評価</p> <p>2. 1 石油コンビナート等の火災想定（危険物等の流出火災）</p> <p>石油コンビナート等の火災想定は以下のとおりである。</p>	<p>近隣の産業施設の火災・爆発に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発電所敷地外の石油コンビナート等を抽出した上で、設計方針を策定する必要がある。外部火災ガイドは、それらに火災及び爆発が発生した場合の影響（飛来物を含む。）について評価する方法を示している。</p> <p>このため、a.において、火災の規模を設定するための条件を整理していることを確認する。</p> <p>（発電所周辺における石油コンビナート）</p> <p>① 発電所敷地外の半径 10km 内外について、石油コンビナート等の立地状況を調査（燃料輸送車両、漂流船舶等の発火による影響も含む。）し、発電所周辺における石油コンビナート等の火災を想定していることを確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ パイプラインやそのバルブステーション ・ 航行船舶 ・ 漂流船舶 など <p>（発電所敷地内の危険物タンク等）</p> <p>② 発電所敷地内における危険物（油タンク、船舶等）の火災を想定していることを確認。</p>	<p>（発電所周辺における石油コンビナート）</p> <p>① 発電所に影響を及ぼすような火災・爆発を発生し得る近隣の産業施設を調査し、発電所敷地外の半径 10km 以内に石油コンビナート等に相当する施設はないとしていることを確認した。</p> <p>発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設を調査した結果、当該施設は存在しないことを確認した。</p> <p>なお、発電所の最も近くに存在する石油コンビナート施設として、「石油コンビナート等災害防止法」第2条第2号の規定に基づく「石油コンビナート等特別防災区域を指定する政令」（昭和51年政令第192号）で指定される福井国家石油備蓄基地等の施設が、発電所の北東約90kmの位置、福井市と坂井市にわたる沿岸に存在する。発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設を調査した結果、舞鶴市及び高浜町に主要な産業施設があるが、その敷地面積等から想定すると、石油コンビナート等に相当する施設はない。これらの産業施設と発電所の間には山林（標高100m以上）があり、また、これらの産業施設から外部火災防護施設までの離隔距離を確保していることから、火災・爆発の影響を受けるおそれはないことを確認した。</p> <p>② 発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災及び発電所港湾内における荷揚岸壁に停泊する船舶の火災による直接的な影響を考慮することを確認した。</p>

<p>(1) 野外貯蔵タンクの火災想定</p> <p>A. 想定条件</p> <p>A-1 気象条件は無風状態とする。</p> <p>A-2 タンクから石油類が流出しても、防油堤内に留まるものとする。</p> <p>A-3 火災は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。</p> <p>B. 火災の形態</p> <p>タンク内及び防油堤内の全面火災</p> <p>C. 輻射熱の算定</p> <p>油火災において任意の位置にある輻射熱（強度）を計算により求めるには、半径が1.5m以上の場合で火炎の高さ（輻射体）を半径の3倍にした円筒火災モデルを採用する。</p> <p>3. 発電所周辺における石油コンビナート等のガス爆発影響評価</p> <p>3.1 石油コンビナート等のガス爆発想定（高圧ガス漏洩による爆発）</p> <p>石油コンビナート等のガス爆発想定は以下のとおりである。</p> <p>(1) 野外貯蔵タンクのガス爆発想定</p> <p>A. 想定条件</p> <p>気象条件は無風状態とする。</p> <p>B. ガス爆発の形態</p> <p>高圧ガス漏洩、引火によるガス爆発とする。</p>	<p>(想定する火災及び評価対象範囲)</p> <p>③ ①、②による想定する火災及び評価対象範囲を明確にしていることを確認。</p>	<p>1. 発電所敷地内に存在する危険物タンク</p> <p>「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づき、発電所敷地内に存在する危険物タンクを対象に影響評価を実施し、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度等を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。対象の危険物タンクを「第1.9.3表 発電所敷地内に設置している屋外の評価対象危険物タンク」、「第1.9.2図 危険物タンク配置図」に示す。</p> <p>2. 発電所港湾内に入港する船舶火災</p> <p>「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に基づき、物揚岸壁に停泊する船舶を対象に影響評価を実施し、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対しても厳しい箇所）の表面温度等を許容温度以下とすることで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。対象の船舶を「第1.9.5表 物揚岸壁に停泊する船舶」、「第1.9.3図 船舶配置図」に示す。</p> <p>③ 発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災及び発電所港湾内における荷揚岸壁に停泊する船舶の火災について、火災の想定及び評価対象範囲を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>1. 発電所敷地内に存在する危険物タンク (火災の想定)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・危険物タンクの貯蔵量は、危険物施設として許可された貯蔵容量とする。 ・離隔距離は、評価上厳しくなるようタンク位置から外部火災防護施設までの直線距離とする。 ・危険物タンクの破損等による防油堤内の全面火災を想定する。 ・気象条件は無風状態とする。 ・火災は円筒火災モデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。 <p>(評価対象範囲)</p> <p>評価対象とする危険物タンクは、引火等のおそれがある発電所敷地内の屋外に設置されている危険物タンクとして、燃料の保有量が多く、直接原子炉施設を臨むことができるタンク類の火災を想定し、以下のタンクを評価対象として想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン油タンク（1号及び2号炉共用） <p>2. 発電所港湾内に入港する船舶火災 (火災の想定)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料保有量は、満積とした状態とする。 ・離隔距離は、評価上厳しくなるよう物揚岸壁から外部火災防護施設までの直線距離とする。 ・船舶の燃料タンクの破損等による火災を想定する。 ・気象条件は無風状態とする。 ・火災は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。
--	---	---

		<p>(評価対象範囲)</p> <p>発電所港湾内に入港し物揚岸壁に停泊する、大型の船舶である燃料等輸送船を評価対象とする。</p> <p>補足説明資料において、小型船舶は、津波発生時、漂流物となる可能性がある事から、小型船舶が最も原子炉施設に接近する箇所において火災が発生することを想定し、以下のとおり火災影響評価を実施したことが示されている。</p> <p>なお、小型船舶の仕様については、津波評価で考慮している小型船舶が10t級の船舶であるため、保守的に20t級の船舶を選定。</p> <p>火災影響評価の結果、小型船舶の火災を想定しても外部火災防護施設の評価結果は、許容温度以下となる。(P2-6 外-添付資料-155~158)</p>
--	--	--

b. 近隣の産業施設による火災及びガス爆発の評価

設置許可基準規則/解釈 (ガイド)	審査の視点及び確認事項	確認結果 (高浜)
<p>b-1. 発電所周辺における石油コンビナート等による火災の影響評価</p> <p>4. 3 火災の影響評価</p> <p>火災の影響評価では以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の規模に対する原子炉施設の十分な防火機能 <p>(2) 近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>評価パラメータとして以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 輻射強度 (想定火災の輻射熱に対する原子炉施設の危険距離評価)。ただし、発電所敷地外の10km以内を発火点とし、森林等に延焼することによって発電所に迫る場合は森林火災として評価する。 危険距離 (延焼防止に必要な距離)、危険限界距離 (ガス爆発の爆風圧が0.01MPa以下になる距離) 石油コンビナート等火災・爆発の評価 (ばい煙等への対策を除く。) については附属書Bに示す。 <p>【附属書B】</p> <p>2. 2 石油コンビナート等の火災による影響の有無の評価</p> <p>2. 2. 1 評価手法の概要</p>	<p>「a. 発電所周辺における石油コンビナート等の火災及びガス爆発想定 (危険物等の流出火災及び高圧ガス漏洩による爆発)」の火災による熱影響評価は、外部火災ガイド附属書Bを踏まえて算出していることを確認する。</p> <p>① 【熱的影響算出】熱的影響を評価する施設での温度を算出するため、以下の事項が提示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> 壁面の熱伝導モデルや計算条件は保守的に設定 熱的影響を評価する施設までの危険距離算出過程 (評価モデル、評価式、境界条件、初期条件、形状データ、物性データ等) 物性データの出典 	<p>補足説明資料において、「a.」で想定した火災による影響評価が以下のとおり示されている。(2-6 外-添付資料-131~149)</p> <p>(発電所周辺における石油コンビナート)</p> <p>石油コンビナート等災害防止法第2条第2号の規定に基づく石油コンビナート等特別防災区域を指定する政令 (昭和51年政令第192号) により石油コンビナート等特別防災区域に指定されている区域は、福井県においては福井臨海地区の1箇所である。また、隣接している京都府には、石油コンビナート等特別防災区域に指定されている区域はない。高浜発電所から十分な離隔距離 (約90km) が確保されており、発電所への影響はないと考える。石油コンビナート施設に比べ発電所周辺の主な工場の敷地面積は比較的狭く、大規模な危険物貯蔵タンクを保有するような業種はない。また、地図上においても、大規模な危険物の貯蔵タンクは確認されない。以上のことから、発電所周辺に石油コンビナート等に相当する施設はないと考える。</p> <p>また高浜発電所周辺の港湾施設について、発電所の近くにある内浦港には本州北西岸水路誌にて燃料の補給施設がないことを確認している。その他、本州北西岸水路誌に掲載のない発電所周辺の地元漁港における船舶用の燃料の貯蔵状況について、現地調査した結果は「表6 発電所周辺の地元漁港の燃料貯蔵量」のとおりである。貯蔵量は発電所構内のタービン油タンク (1号及び2号炉共用) の貯蔵量より少ないため、タービン油タンク (1号炉及び2号炉共用) の評価に包含されると考えられる。</p> <p>なお、高浜発電所周辺10km範囲内において、高浜3,4号機 (H27.1.28 設置許可補正申請) から、新たに主な産業施設が建設されていない事を確認している。(H27.12 現在)</p> <p>発電所の周囲は、南に標高約241[m]、北西に標高約161[m]、北東に標高約195[m]、南東に標高約114[m]の山に囲まれている。また、南西方向約2.4[km]には標高約693[m]の青葉山がある。これらの山は、発電所から約3km以内の距離にあり、発電所は、これらの頂き、尾根に囲まれたすり鉢状の地形の内浦湾に面し、農業、漁業を中心産業とした農山漁村の近隣にある。</p>

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

評価指標	内容
放射強度 [W/m ²]	火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の放射強度
形態係数 [-]	火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数
燃焼半径 [m]	防油堤規模より求めた燃焼半径
危険距離 [m]	延焼防止に必要な距離

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

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

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

2. 2. 2 評価対象範囲

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

2. 2. 3 必要データ

評価に必要なデータを以下に示す。

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

発電所周辺の地形を考慮すると、「図4 発電所周辺の主な工場と発電所との位置関係」に示すように、主な工場と発電所とを結ぶ直線上には 100[m]以上の山が存在するため、万が一、これらの施設において火災・爆発が発生したとしても、これらの山が障壁となり発電所への影響は軽減されることから、発電所に影響を及ぼすような工場はないものと考えられる。

発電所周辺の主な工場において貯蔵されている危険物の量について詳細を把握できないため、当社の姫路 LNG 基地（敷地面積：約 33 万 m²）における LNG タンクに貯蔵される燃料量の規模を想定することとして、火災・爆発の評価を実施した。

石油コンビナート等の火災による影響の有無は、想定される石油コンビナート等の火災に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険距離以上であることとされている。危険距離 1,220 [m] に対して、主な工場と発電所との離隔距離は 1,220 [m] 以上が確保されている。

2. 2. 4 燃焼半径の算出

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

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

R: 燃焼半径 [m]、w: 防油堤幅 [m]、d: 防油堤奥行き [m]

2. 2. 5 危険距離の算出

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

$$E = Rf \cdot \phi$$

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

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

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

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

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

b-2 発電所周辺における石油コンビナート等によるガス爆発の影響評価

【附属書B】

3. 発電所周辺における石油コンビナート等のガス爆発影響評価

3. 1 石油コンビナート等のガス爆発想定（高圧ガス漏洩による爆発）

石油コンビナート等のガス爆発想定は以下のとおりである。

(1) 野外貯蔵タンクのガス爆発想定

A. 想定条件

気象条件は無風状態とする。

B. ガス爆発の形態

高圧ガス漏洩、引火によるガス爆発

3. 2 石油コンビナート等のガス爆発による影響の有無の評価

3. 2. 1 評価手法の概要

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

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

3. 2. 2 評価対象範囲

評価対象範囲は発電所の南北 10km、東西 10km とする。

3. 2. 3 必要データ

評価に必要なデータを以下に示す。参考資料(2)より引用すること。

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

補足説明資料において、「a.」で想定した火災による影響評価が以下のとおり示されている。(2-6 外-添付資料-131~149)

石油コンビナート等のガス爆発による影響の有無は、想定される石油コンビナート等のガス爆発に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険限界距離以上であることとされている。危険限界距離 400 [m] に対して、主な工場と発電所との離隔距離は 400 [m] 以上が確保されている。

石油コンビナート等のガス爆発による飛来物の影響の有無は、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が、評価上必要とされる破片の最大飛散範囲以上確保されていれば、影響はないものと考えられる。破片の最大飛散範囲 3,170 [m] に対して、主な工場と発電所との離隔距離は 3,170 [m] 以上が確保されている。

高浜発電所周辺の主な工場の立地状況に対して、当社の姫路 LNG 基地の規模における火災・爆発の評価結果を考慮すると、発電所に影響を及ぼすような工場はないものと考えられる。

データ種類	整備要領
石油類のK値	コンビナート等保安規定第5条別表第二に掲げる数値 (代表的な可燃物は附録Bに記載)
貯蔵設備又は 処理設備のW値	コンビナート等保安規定第5条貯蔵設備又は処理設備の区分に応 じて次に掲げる数値
	<p>貯蔵設備：液化ガスの貯蔵設備にあつては貯蔵能力（単位 トン）の 数値の平方根の数値（貯蔵能力が一ト未満のものにあつては、貯蔵 能力（単位 トン）の数値）、圧縮ガスの貯蔵設備にあつては貯蔵能 力（単位 立方メートル）を当該ガスの常用の温度及び圧力における ガスの質量（単位 トン）に換算して得られた数値の平方根の数値（換 算して得られた数値が一未満のものにあつては、当該換算して得られ た数値）</p> <p>処理設備：処理設備内にあるガスの質量（単位 トン）の数値</p>

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

3. 2. 4 危険限界距離の算出

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

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

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

② 想定される近隣の産業施設の火災・爆発に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4. 4 火災の影響評価判断の考え方 (2) 近隣の産業施設の火災・爆発</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 想定される石油コンビナート等の火災に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険距離以上である。 ・ 想定される石油コンビナート等のガス爆発に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険限界距離以上である。 ・ 火災とガス爆発が同時に起こると想定される場合には、より長い方の離隔距離が確保されているかどうかにより判断する。 <p>【附属書B】</p> <p>1. 5 判断の考え方 石油コンビナート等の火災やガス爆発の評価は、それらの影響を受けない（飛来物も含む）危険距離及び危険限界距離が確保されているかどうかにより判断する。火災とガス爆発が同時に起こると想定される場合には、より長い方の離隔距離が確保されているかどうかにより判断する。</p> <p>2. 3 判断基準 石油コンビナート等の火災による影響の有無は、次の要求基準を満足しているかで判断する。 想定される石油コンビナート等の火災に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険距離以上であること。</p> <p>3. 3 判断基準 石油コンビナート等のガス爆発による影響の有無は、次の要求基準を満足しているかで判断する。</p>	<p>発生を想定する近隣の産業施設の火災・爆発に対して防護設計を行うために、設計方針を策定することとしているか。</p> <p>（発電所周辺における石油コンビナートの火災・爆発による影響）</p> <p>① 想定される石油コンビナート等の火災による熱影響に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険距離以上であることを確認。</p> <p>② 想定される石油コンビナート等のガス爆発に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険限界距離以上であることを確認。</p> <p>③ 敷地外危険物の爆発による飛来物が発電所敷地内に到達する可能性がある場合には、それに対する防護の設計方針を確認。ただし、竜巻影響評価での対策に包絡される場合には、これを確認。</p> <p>（発電所敷地内に設置する危険物タンク等の熱影響）</p> <p>④ クラス1及び2に属する外部火災防護施設（原子炉施設の外壁、天井スラブ、屋外設置機器、敷地内の危険物タンク等）は、航空機落下の可能性ある範囲うち熱影響が最も厳しい場所において、航空機搭載の燃料が発火した場合の火災に対して、許容限界値以下と設計することを確認。 補足説明資料において、許容温度の考え方並びにその根拠を示しているか。</p>	<p>①、②、③発電所に影響を及ぼすような火災・爆発を発生し得る近隣の産業施設はないことを確認した。</p> <p>④ 発電所の敷地内に設置する危険物タンク及び発電所港湾内に入港する船舶の火災による熱影響に対する防護設計について、以下のとおり確認した。</p> <p>発電所敷地内に存在する危険物タンクの熱影響</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン油タンク（1号及び2号炉共用）への熱影響 タービン油タンク（1号及び2号炉共用）を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度（924W/m²）で2号炉ディーゼル建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200℃※1 以下とすることで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ・ 海水ポンプへの熱影響 2号炉海水ポンプから最も近くに設置しているタービン油タンク（1号及び2号炉共用）（離隔距離 158m）を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度（76W/m²）で昇温されるものとして、冷却空気の取込温度を算出し、許容温度 65℃※2 以下とすることで海水ポンプの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>想定される石油コンビナート等のガス爆発に対して、石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が評価上必要とされる危険限界距離以上であること。</p>		<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水タンクへの熱影響 2号炉復水タンクから最も近くに設置しているタービン油タンク（1号及び2号炉共用）（離隔距離 64m）を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度（462W/m²）で昇温されるものとしてタンク内の水の温度を算出し、許容温度 40℃※3 以下とすることで復水タンクの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ・ 燃料取替用水タンクへの熱影響 1号炉燃料取替用水タンクから最も近くに設置しているタービン油タンク（1号及び2号炉共用）（離隔距離 95m）を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度（210W/m²）で昇温されるものとしてタンク内の水の温度を算出し、許容温度 40℃※4 以下とすることで燃料取替用水タンクの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ※1 火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度 ※2 モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な冷却空気の入込温度 ※3 補助給水系の設計温度 ※4 下流側ポンプ（内部スプレポンプ）の設計吸込温度 <p>発電所港湾内に入港する船舶火災</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部火災防護施設への熱影響 燃料等輸送船を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で外部火災防護施設の建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200℃※1 以下とすることで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ・ 海水ポンプへの熱影響 燃料等輸送船を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして、海水ポンプの冷却空気の入込温度を算出し、許容温度 65℃※2 以下とすることで海水ポンプの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ・ 復水タンクへの熱影響 燃料等輸送船を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして、タンク内の水の温度を算出し、許容温度 40℃※3 以下とすることで復水タンクの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ・ 燃料取替用水タンクへの熱影響 燃料等輸送船を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして、タンク内の水の温度を算出し、許容温度 40℃※4 以下とすることで燃料取替用水タンクの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ※1 火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度 ※2 モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な冷却空気の入込温度

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		※3 補助給水系の設計温度 ※4 下流側ポンプ（内部スプレポンプ）の設計吸込温度

(3) 発電所敷地内における航空機落下等による火災

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

a. 航空機墜落による火災の想定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>a. 発生を想定する森林火災の設定</p> <p>4. 2 発電所敷地外での火災影響の検討</p> <p>4. 2. 1 火災の規模</p> <p>火災の規模として、輻射熱、火炎の強度・面積・形状、伝播速度を考慮する。</p> <p>(3) 航空機墜落による火災</p> <p>発電所の敷地内であって航空機墜落の可能性を無視できない範囲の最も厳しい場所に航空機搭載の燃料の全部が発火した場合の火災を、工学的判断に基づいて原子炉施設への影響を保守的に評価するよう設定する。</p> <p>【附属書C】</p> <p>1. 総則（略）</p> <p>1. 2 一般（略）</p> <p>1. 3 参考資料（略）</p> <p>1. 4 用語の定義（略）</p> <p>2. 発電所の敷地内への航空機墜落による火災の影響評価</p> <p>2. 1 航空機墜落による火災の想定</p> <p>航空機墜落による火災の想定は以下のとおりである。</p> <p>(1) 航空機墜落による火災の想定</p> <p>A. 想定条件</p> <p>A.-1 航空機は、当該発電所における航空機墜落評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。</p> <p>A.-2 航空機は燃料を満載した状態を想定する。</p> <p>A.-3 航空機の墜落は発電所敷地内であって墜落確率が10-7（回/炉・年）以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定する。</p>	<p>航空機落下等による火災に対して防護設計を行うために、安全施設の安全機能が損なわれないように、外部火災ガイドは、発電所敷地内における航空機落下の想定の方法、この火災による発電所への影響を評価する方法を示している。</p> <p>このため、火災の規模を設定するための条件を整理していることを確認する。</p> <p>① 落下航空機の選定について、立地地点の特徴も勘案して、燃料積載量が最大の機種とし、燃料満載した状態を想定していることを確認。</p> <p>② 「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について」（原子力安全・保）院制定）に基づき、航空機毎に落下確率が10-7回/炉・年以上になる範囲が設定されていることを確認。</p> <p>補足説明資料において、航空機の落下範囲を求めため、以下のデータ等を考慮していることが示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> 機種毎の空港位置、航路図、訓練空域図等 離着陸回数、飛行回数、飛行距離、墜落事故データ等 民間航空機と自衛隊機又は米軍機の落下事故の発生状況（訓練中の事故等）や、飛行形態が同一ではないことを踏まえて分割して使用している場合は、その理由 航空機墜落位置、敷地内防護対象施設、並びに敷地内危険物の位置関係がわかる図 	<p>① 航空機落下事故の発生状況や機種による飛行形態の違いに関する最新の知見を基に、航空機を種類別に分類し、その種類ごとに燃料積載量が最大の航空機を選定していることを確認した。</p> <p>航空機墜落による火災について落下カテゴリごとに選定した航空機を対象に影響評価を実施していることを確認した。</p> <p>② その航空機ごとの落下確率に関する知見を基に、敷地内において航空機落下確率が10-7回/炉・年以上となる区域を、選定された航空機ごとに特定し、その中で安全施設から最も近い場所に航空機が落下し、搭載された全燃料が発火した場合の火災を想定していることを確認した。なお、落下実績がない航空機については、保守的に落下実績を0.5件としていることを確認した。</p> <p>具体的には、航空機落下確率評価については、評価条件の違いからカテゴリに分けて落下確率を求めていることを確認した。評価に考慮している航空機落下事故については、訓練中の事故等、民間航空機と自衛隊機又は米軍機では、その発生状況が必ずしも同一ではなく、自衛隊機又は米軍機の中でも機種によって飛行形態が同一ではないと考えられる。選定した落下事故のカテゴリと対象航空機を「第1.9.4表 落下事故のカテゴリと対象航空機」に示されている。</p> <p>評価対象航空機については、落下事故のカテゴリごとの評価対象航空機のうち、評価条件が最も厳しくなる燃料積載量が最大の機種を選定することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、高浜発電所1号炉及び2号炉における航空機落下確率については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成21・06・25 原院第1号）に基づき以下の分類にて評価を実施している。（2-6 外-添付資料-102~124）</p> <p>1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故</p> <ul style="list-style-type: none"> 飛行場での離着陸時における落下事故 <ul style="list-style-type: none"> →対象外（発電所付近の空港の最大離着陸地点までの距離は、発電所と空港の距離より短いため、評価対象外とした。） 航空路を巡航中の落下事故 <ul style="list-style-type: none"> →対象（発電所周辺に存在する航空路と各発電所との距離が、それぞれの航空路の幅より短い場合は、評

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>A.-4 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。</p> <p>A.-5 気象条件は無風状態とする。</p> <p>A.-6 火災は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。</p> <p>B. 輻射強度の算定</p> <p>油火災において任意の位置にある輻射強度（熱）を計算により求めるには、半径が1.5m以上の場合で火炎の高さ（輻射体）を半径の3倍にした円筒火災モデルを採用する。</p>		<p>評価対象とした。</p> <p>2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故</p> <p>→対象</p> <p>3) 自衛隊機又は米軍機の落下事故</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 訓練空域内で訓練中及び訓練空域外を飛行中の落下事故 →対象（自衛隊の訓練空域が存在しない。 ・ 基地—訓練空域を往復時の落下事故 →対象外（基地—訓練空域間の往復の想定範囲内でない。 <p>各落下事故の評価に用いた数値については、以下のデータが使用されている。</p> <p>(1) 計器飛行方式民間航空機の落下事故（航空路を巡航中の落下事故） $P_c = f_c \cdot N_c \cdot A/W$</p> <ul style="list-style-type: none"> P_c : 対象施設への巡航中の航空機落下確率（回/年） N_c : 評価対象とする航空路等の年間飛行回数（飛行回/年） A : 原子炉施設の標的面積（km²） W : 航空路幅（km） $f_c = G_c/H_c$: 単位飛行距離当たりの巡航中の落下事故率（回/（飛行回・km）） G_c : 巡航中事故件数（回） H_c : 延べ飛行距離（飛行回・km） <p>(2) 有視界飛行方式民間航空機の落下事故 $P_v = (f_v/S_v) \cdot A \cdot \alpha$</p> <ul style="list-style-type: none"> P_v : 対象施設への航空機落下確率（回/年） f_v : 単位年当たりの落下事故率（回/年） S_v : 全国土面積（km²） A : 原子炉施設の標的面積（km²） α : 対象航空機の種類による係数 <p>(3) 自衛隊機又は米軍機の落下事故（訓練空域外を飛行中の落下事故） $P_{so} = f_{so} \cdot A/S_o$</p> <ul style="list-style-type: none"> P_{so} : 訓練空域外での対象施設への航空機落下確率（回/年） f_{so} : 単位年当たりの訓練空域外落下事故率（回/年） S_o : 全国土面積から全国の陸上の訓練空域の面積を除いた面積（km²） A : 原子炉施設の標的面積（km²） <p>以下のデータが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 但馬空港の最大離着陸地点までの距離について ・ 大阪国際空港の最大離着陸地点までの距離について ・ 高浜発電所周辺における航空路と各航空路の幅について ・ エンルートチャート（高浜発電所付近）

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ ②のうち、原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点に火災が発生することを想定されていることを確認。</p> <p>④ 航空機単体の落下の評価に加え、発電所敷地内の危険物タンクに引火することも想定（航空機落下と危険物タンクの重畳火災）していることを確認。 補足説明資料において、敷地内の屋外の危険物タンク（重大事故等対処設備や変圧器を含む）、敷地外の危険物貯蔵施設の抽出の考え方が示されているか。</p> <p>⑤ 火災想定は、気象条件（無風状態）、火災及びガス爆発の形態、輻射熱等が、ガイド附属書Bに従い設定されていることを確認。また、評価対象範囲を確認。 （例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 【輻射発散度】 燃焼する可燃物について、ガイド附属書B附録Bに基づき、又は、文献により設定されていること。これらによらない場合は実測に基づき設定されていること。 ・ 【危険輻射強度】 設計値により設定されていること。これによらない場合は実測に基づき設定されていること。 ・ 【貯蔵設備又は処理設備のW値】 コンビナー 	<p>・ 評価対象となる航空路の飛行回数</p> <p>・ 航空機落下確率評価に係る標的面積（高浜発電所）</p> <p>・ 日本国機の運航距離</p> <p>・ 航空機の落下による火災の影響評価に用いたデータについて</p> <p>・ 航空機落下に起因する敷地内危険物タンクの火災による原子炉施設への影響について</p> <p>③ その上で、選定された航空機ごとの燃料積載量と落下地点から安全施設までの距離を基に、輻射強度が最大となる航空機の種類を特定し、その落下による火災を設計方針の策定のために設定していることを確認した。</p> <p>④ 航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物による火災の設定が、火災源として、発電所敷地内に存在する危険物及び発電所港湾内に停泊する船舶を特定し、これらによる火災が設定されていることを確認した。 航空機墜落による火災のうち評価結果が厳しい民間航空機B747-400並びに自衛隊機又は米軍機のF-15と、敷地内危険物タンク火災のうち評価結果が厳しいタービン油タンク（1号及び2号炉共用）について同時に火災が発生した場合を対象に、火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で防護対象施設の建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200℃ ※1 以下とすることで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ※1 火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度 補足説明資料において、発電所敷地内の屋外危険物タンクの抽出の考え方が示されている。（P2-6 外-添付資料-120~124）</p> <p>⑤ 航空機落下による火災の想定及び評価対象範囲について、以下のとおり確認した。 （航空機墜落による火災の想定）</p> <ol style="list-style-type: none"> (a) 航空機は、発電所における航空機墜落評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。 (b) 航空機は燃料を満載した状態を想定する。 (c) 航空機の墜落は発電所敷地内であって墜落確率が 10⁻⁷（回/炉・年）以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる地点で起こることを想定する。 (d) 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。 (e) 気象条件は無風状態とする。 (f) 火災は円筒火災をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする。 <p>（評価対象範囲） 評価対象範囲は、発電所敷地内であって原子炉施設を中心にして落下確率が 10⁻⁷（回/炉・年）以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる区域とする。カテゴリごとの対象航空機</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	ト等保安規定第5条に基づき設定されていること。	の離隔距離を「第1.9.4表 落下事故のカテゴリと対象航空機」に示す。

b. 航空機墜落による火災の影響評価

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）														
<p>b. 航空機墜落による火災の影響評価</p> <p>4. 3 火災の影響評価 火災の影響評価では以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災の規模に対する原子炉施設の十分な防火機能 <p>(3) 航空機墜落による火災 評価パラメータとして以下を評価すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 輻射強度（想定火災の輻射熱に対する原子炉施設の熱影響評価） 航空機墜落による火災の評価（ばい煙等への対策を除く。）については附属書Cに示す。 <p>【附属書C】</p> <p>2. 2 航空機墜落による火災影響の有無の評価 2. 2. 1 評価手法の概要</p> <p>本評価ガイドは、発電所に対する航空機墜落による火災影響の有無の評価を目的としている。具体的な評価指標とその内容を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="181 1142 765 1289"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>輻射強度 [W/m²]</td> <td>火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度</td> </tr> <tr> <td>形態係数 [-]</td> <td>火災と受熱面との相対位置関係によって定まる係数</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="181 1318 765 1612"> <tbody> <tr> <td>燃焼半径 [m]</td> <td>保守的に想定した航空機の墜落火災の燃焼半径</td> </tr> <tr> <td>燃焼継続時間 [s]</td> <td>火災が終了するまでの時間</td> </tr> <tr> <td>離隔距離 [m]</td> <td>原子炉施設を中心にして墜落確率が10⁻⁷（回/炉・年）以上になる地点とその地点から原子炉施設までの直線距離</td> </tr> <tr> <td>熱許容限界値 [-]</td> <td>建屋の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界以下になる値</td> </tr> </tbody> </table> <p>上記の評価指標は、受熱面が輻射帯の底部と同一平面上にあると仮定して評価する（附録A参照）。油の液面火災では、火災面積の半径が3mを超えると空気供給不足により大量の黒煙が発生し輻射発散度が低減するが、本評価ガイドでは</p>	評価指標	内容	輻射強度 [W/m ²]	火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度	形態係数 [-]	火災と受熱面との相対位置関係によって定まる係数	燃焼半径 [m]	保守的に想定した航空機の墜落火災の燃焼半径	燃焼継続時間 [s]	火災が終了するまでの時間	離隔距離 [m]	原子炉施設を中心にして墜落確率が10 ⁻⁷ （回/炉・年）以上になる地点とその地点から原子炉施設までの直線距離	熱許容限界値 [-]	建屋の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界以下になる値	<p>「a」航空機墜落による火災の想定」の火災による影響評価は、外部火災ガイド附属書Cを踏まえて算出していることを確認する。</p>	<p>補足説明資料において、外部火災ガイドを踏まえて算出していることが示されている。</p>
評価指標	内容															
輻射強度 [W/m ²]	火災の炎から任意の位置にある点（受熱点）の輻射強度															
形態係数 [-]	火災と受熱面との相対位置関係によって定まる係数															
燃焼半径 [m]	保守的に想定した航空機の墜落火災の燃焼半径															
燃焼継続時間 [s]	火災が終了するまでの時間															
離隔距離 [m]	原子炉施設を中心にして墜落確率が10 ⁻⁷ （回/炉・年）以上になる地点とその地点から原子炉施設までの直線距離															
熱許容限界値 [-]	建屋の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界以下になる値															

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）										
<p>保守的な判断を行うために、火災規模による輻射熱発散度の低減が無いものとする。</p> <p>2. 2. 2 評価対象範囲 評価対象範囲は、発電所敷地内であって墜落確率が 10⁻⁷（回／炉・年）以上になる範囲のうち原子炉施設への影響が最も厳しくなる区域とする。</p> <p>2. 2. 3 必要データ 評価に必要なデータを以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="210 730 783 1031"> <thead> <tr> <th>データ種類</th> <th>整備要領</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料量 [m³]</td> <td>最大搭載燃料量</td> </tr> <tr> <td>輻射発散度 [W/m²]</td> <td>燃焼する燃料によって決まる定数</td> </tr> <tr> <td>燃焼速度 [m/s]</td> <td>燃料が燃焼する速度</td> </tr> <tr> <td>航空機墜落地点 [-]</td> <td>原子炉施設を中心にして墜落確率が 10⁻⁷（回／炉・年）以上になる地点</td> </tr> </tbody> </table> <p>2. 2. 4 燃焼半径の算出 航空機墜落による火災においては墜落の状況によって、様々な燃焼範囲の形状が想定されるが、円筒火災を生ずるものとする。ここでの燃焼面積は、航空機の燃料タンクの投影面積に等しいものとする。したがって、燃焼半径は燃料タンクの投影面積を円筒の底面と仮定算出する。</p> <p>2. 2. 5 形態係数の算出 次の式から形態係数を算出する。ここで算出した形態係数が輻射強度を求める際に必要になる。</p> $\phi = \frac{1}{m} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left[\frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\frac{A(n-1)}{\sqrt{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\frac{(n-1)}{\sqrt{(n+1)}} \right] \right]$ <p>ただし $m = \frac{H}{R} \approx 3$, $n = \frac{L}{R}$, $A = (1+n)^2 + m^2$, $B = (1-n)^2 + m^2$</p> <p>φ：形態係数、L：離隔距離[m]、H：火炎の高さ[m]、R：燃焼半径[m]</p>	データ種類	整備要領	燃料量 [m ³]	最大搭載燃料量	輻射発散度 [W/m ²]	燃焼する燃料によって決まる定数	燃焼速度 [m/s]	燃料が燃焼する速度	航空機墜落地点 [-]	原子炉施設を中心にして墜落確率が 10 ⁻⁷ （回／炉・年）以上になる地点		
データ種類	整備要領											
燃料量 [m ³]	最大搭載燃料量											
輻射発散度 [W/m ²]	燃焼する燃料によって決まる定数											
燃焼速度 [m/s]	燃料が燃焼する速度											
航空機墜落地点 [-]	原子炉施設を中心にして墜落確率が 10 ⁻⁷ （回／炉・年）以上になる地点											

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

② 航空機落下等による火災に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4. 4 火災の影響評価判断の考え方 (3) 航空機墜落による火災 ・ 原子炉施設の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界値以下であること。</p> <p>【附属書C】 2. 3 判断の考え方 輻射強度を指標とした航空機墜落による火災の影響の有無は、次の条件を満足しているかで判断する。 原子炉施設の外壁、天井スラブが想定火災の熱影響に対して許容限界値以下であること。</p>	<p>発生を想定する発電所敷地内における航空機落下等による火災の設定等に基づき、外部火災防護施設に対する設計方針を策定することとしているか。</p> <p>（航空機落下による火災）</p> <p>① クラス1及び2に属する外部火災防護施設（原子炉施設の外壁、天井スラブ、屋外設置機器、敷地内の危険物タンク等）は、航空機落下の可能性ある範囲で、熱影響が最も厳しい場所に、航空機搭載の燃料が発火した場合の火災の熱影響に対して、許容限界値以下と設計することを確認。 補足説明資料において、許容温度の考え方並びにその根拠を示しているか。</p>	<p>① クラス1及びクラス2に属する屋外の構築物、系統及び機器については、航空機落下等による火災に伴う温度上昇により安全機能が損なわれないように設計していることを確認した。また、クラス3に属する屋外の構築物、系統及び機器については、代替設備の確保又は火災防護計画に基づく消火活動により防護する方針としていることを確認した。</p> <p>具体的に、クラス1及び2に属する外部火災防護施設に対する防護設計を以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部火災防護施設への熱影響 落下事故のカテゴリごとに選定した航空機を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で外部火災防護施設の建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200℃※1 以下とすることで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 カテゴリごとの対象航空機の輻射強度を「第1.9.4表 落下事故のカテゴリと対象航空機」で示されていることを確認した。 ・ 海水ポンプへの熱影響 対象航空機のうち輻射強度が最も高い民間航空機のB747-400を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとして海水ポンプの冷却空気の取込温度を算出し、許容温度 65℃以下※2 とすることで海水ポンプの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ・ 復水タンクへの熱影響 対象航空機のうち輻射強度が最も高い民間航空機のB747-400を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとしてタンク内の水の温度を算出し、許容温度 40℃※3 以下とすることで復水タンクの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ・ 燃料取替用水タンクへの熱影響 対象航空機のうち輻射強度が最も高い民間航空機のB747-400を対象に火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で昇温されるものとしてタンク内の水の温度を算出し、許容温度 40℃※4 以下とすることで燃料取替用水タンクの安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 <p>※1 火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度 ※2 モータ下部軸受許容温度以下となるために必要な冷却空気の取込温度 ※3 補助給水系の設計温度</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>② 許容限界温度を超える場合は、防護対策が講じられる方針であることを確認。</p> <p>（発電所敷地内に設置する危険物タンク等）</p> <p>③ 航空機落下による火災と発電所敷地内危険物による火災の重畳についても、①と同様の確認。</p>	<p>※4 下流側ポンプ（内部スプレポンプ）の設計吸込温度</p> <p>② 熱影響評価の結果、表面温度等が許容限界温度を超えることはないように設計することを確認した。</p> <p>③ <u>航空機落下による火災と敷地内の危険物による火災の重畳について、同様に建屋の外壁温度を評価し、離隔距離を確保することにより、外壁温度を許容値以下とするとしている</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、航空機墜落による火災のうち評価結果が厳しい民間航空機B747-400並びに自衛隊機又は米軍機のF-15と、敷地内危険物タンク火災のうち評価結果が厳しいタービン油タンク（1号及び2号炉共用）について同時に火災が発生した場合を対象に、火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で防護対象施設の建屋外壁が昇温されるものとして、建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度を算出し、コンクリート許容温度 200℃※1 以下とすることで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>※1 火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度</p>

（4）ばい煙及び有毒ガス

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>a. 二次的影響の検討</p> <p>4. 2. 2 二次的影響の検討</p> <p>（1）森林火災</p> <p>火災の二次的影響として以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ばい煙等による安全上重要な設備に対する影響等 <p>（燃焼生成物の換気又は空気供給系からの侵入による電気故障、非常用ディーゼル発電機の故障、有毒ガスによる影響等）</p> <p>注）飛び火等による発電所敷地内への延焼対策については、別途火災防護計画に定める。</p> <p>（2）近隣の産業施設の火災・爆発</p> <p>火災の二次的影響として以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 爆風等によるプラントの安全上重要な外部機器の破損 ばい煙等による安全上重要な設備に対する影響等 	<p>外部火災による二次的影響に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発生を想定する二次的影響を適切に考慮しているか。</p> <p>① 二次的な影響として、網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① <u>発生を想定する二次的影響として、火災に伴い発生するばい煙及び有毒ガスによる影響を抽出していることを確認した。</u> <u>その上で、それぞれの影響に対して、安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器として、外気を取り込む外部火災防護施設を抽出した上で、設計方針を策定している</u>ことを確認した。</p> <p>外部火災によるばい煙及び発電所敷地内における有毒ガスの影響を想定することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、発電所周辺地域からの有毒ガスによる影響は、幹線道路、鉄道路線、船舶航路及び石油コンビナート等の施設から想定されるが、発電所から離隔距離が確保されており、発電所への有毒ガスを考慮する必要はないことを確認した。（P2-6 外-添付資料-159）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（燃焼生成物の換気又は空気供給系からの侵入による電気故障、非常用ディーゼル発電機の故障、有毒ガスによる影響等）</p> <p>（3）航空機墜落による火災 火災の二次的影響として以下を考慮する。 ・ ばい煙等による安全上重要な設備に対する影響等</p> <p>（燃焼生成物の換気又は空気供給系からの侵入による電気故障、非常用ディーゼル発電機の故障、有毒ガスによる影響等）</p>		
<p>b. 具体的な二次的影響</p> <p>4. 3 火災の影響評価 火災の影響評価では以下を評価する。 ・ 想定される二次的影響に対する防護対策</p> <p>（1）森林火災 評価パラメータとして以下を評価する。 ・ ばい煙等への対策</p> <p>（2）近隣の産業施設の火災・爆発 評価パラメータとして以下を評価する。 ・ ばい煙等への対策 ・ 爆発規模から想定される爆風と飛来物への対策</p> <p>（3）航空機墜落による火災 評価パラメータとして以下を評価すること。 ・ ばい煙等への対策</p>	<p>a. により検討された二次的な影響を受ける安全施設の部位を特定し評価を行うとしているか。</p>	<p>「c. 火災の影響評価判断の考え方」を参照</p>
<p>c. 火災の影響評価判断の考え方</p> <p>4. 4 火災の影響評価判断の考え方</p> <p>（1）森林火災 ・ 原子炉施設の換気系統へのばい煙の影響がダンプの設置等により考慮されていること。 ・ 有毒ガスの発生が想定される場合、居住空間へ影響を及ぼさないように対策が考慮されてい</p>	<p>外部火災による二次的影響に対する設計方針としているか。</p> <p>① 設計上考慮すべき施設・機器については、燃焼生成物による電気故障やフィルタの閉塞等により、その安全機能に影響がない機器とする方針であることを確認。</p>	<p>① これらの設備については、フィルタ等によりばい煙を捕獲又はその侵入を低減させることにより、安全機能を損なわないように設計していることを確認した。</p> <p>ばい煙等による外部火災防護施設への影響については、「第1.9.6表 ばい煙による影響評価」の分類のとおり評価を行い、必要な場合は対策を実施することで安全施設の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。個別機器については以下のとおり。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>る。</p> <p>(2) 近隣の産業施設の火災・爆発</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設の換気系統へのばい煙の影響がダンパの設置等により考慮されている。 有毒ガスの発生が想定される場合、居住空間へ影響を及ぼさないよう対策が考慮されている。 <p>(3) 航空機墜落による火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設の換気系統へのばい煙の影響がダンパの設置等により考慮されていること。 有毒ガスの発生が想定される場合、居住空間へ影響を及ぼさないよう対策が考慮されていること。 		<p>a. 換気空調設備</p> <p>外気を取り入れている換気空調設備として、原子炉格納容器換気設備、補助建屋換気設備、中央制御室換気設備、中間建屋換気空調設備、ディーゼル発電機室換気空調設備、主蒸気管ヘッダ室換気空調設備及びバッテリー室換気空調設備がある。これらの外気取入口には平型フィルタ（主として粒径が$5\mu\text{m}$より大きい粒子を除去）を設置しているため、ばい煙が外気取入口に到達した場合であっても、一定以上の粒径のばい煙については、平型フィルタにより侵入を防止することにより安全施設の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>なお、外気取入用ダンパが設置されており、閉回路循環運転が可能である中央制御室換気設備については、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行うことにより、安全機能を損なうことのない設計とする。また、中央制御室換気設備及び緊急時対策所換気設備については、外気取入遮断時の室内の居住性を確保するため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することにより、安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>b. ディーゼル発電機</p> <p>ディーゼル発電機機関吸気系の吸気消音器に付属するフィルタ（粒径$36\mu\text{m}$以上において約90%捕獲）で比較的大粒径のばい煙粒子が捕獲され、粒径数$\mu\text{m}\sim 10\mu\text{m}$程度のばい煙が過給機、空気冷却器に侵入するものの、機器の隙間はばい煙粒子に比べて十分大きく、閉塞に至ることを防止することでディーゼル発電機の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>c. 海水ポンプ</p> <p>海水ポンプモータの給気ラインに付属するフィルタ（粒径$5\mu\text{m}$以上において約45%捕獲）で比較的大粒径のばい煙粒子が捕獲され、粒径数$\mu\text{m}\sim 10\mu\text{m}$程度のばい煙がモータ内部に侵入するものの、機器の隙間はばい煙粒子に比べて十分大きく、閉塞に至ることを防止することで海水ポンプの安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>d. 主蒸気大気放出弁、排気筒等</p> <p>主蒸気大気放出弁は、建屋外部に排気管を有する設備であるが、ばい煙が排気管内に侵入した場合でも、主蒸気大気放出弁の吹出力が十分大きいため、微小なばい煙粒子は吹き出されることにより主蒸気大気放出弁の安全機能を損なうことのない設計とする。また、排気筒及び主蒸気安全弁については、主蒸気大気放出弁と同様に、建屋外部の配管にばい煙が侵入した場合でも、その動作時には侵入したばい煙は吹き出されることにより排気筒及び主蒸気安全弁の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>e. 安全保護系計装盤</p> <p>安全保護系計装盤が設置されている部屋は、中央制御室換気設備にて空調管理されており、本空調系の外気取入口には平型フィルタ（主として粒径が$5\mu\text{m}$より大きい粒子を除去）が設置されているが、これに加えて下流にさらに細かな粒子を捕集可能な粗フィルタ（およそ$2\mu\text{m}$より大きな粒子を除去）が設置されている。このため、他の換気空調設備に比べてばい煙に対して高い防護性能を有しており、室内に侵入するばい煙の粒径は極めて細かな粒子である。この粗フィルタの設置により、極めて細かな粒子のばい煙が侵入した場合においても、ばい煙の付着による短絡等の発生を可能な限り低減することにより安全保護系計装盤の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>f. 計器用空気圧縮機</p>

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

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条））

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第七条 工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第二百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。</p> <p><解釈></p> <p>第7条（発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止）</p> <p>1 第7条の要求には、工場等内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による工場等外からの爆破物又は有害物質の持ち込み及びサイバーテロへの対策が含まれる。</p>	<p>(i) 物的障壁等の措置及び持ち込み管理等による物理的分離並びに不正アクセス行為の防止等による機能的分離の方針を策定することとしているか。また、これらの方針が核物質防護対策により実施する方針の一環として実施することとしているか。</p> <p>① 人の不法な侵入の防止について、発電所内区域管理、物的障壁及び区域境界における出入管理が行われる方針であることを確認。</p> <p>② 郵便物等による工場外からの爆発物又は有害物質の持ち込みについて、持ち込み点検が行われる方針であることを確認。</p> <p>③ サイバーテロ対策について、不正アクセス行為が想定される情報システムが特定され、電気通信回線を通じた妨害又は物理的なアクセスによる破壊行為に対して防護措置がとられる方針であることを確認。</p> <p>④ 核物質防護規定に基づいた対応に関して、基本設計方針として記載されていることを確認。</p>	<p>① 原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、安全施設を含む区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁等により防護し、人の接近管理及び出入管理が行える設計とすることを確認した。人の接近管理及び出入管理については、人の侵入を防止する物理的な障壁として、柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁により防護するとともに、区域境界における出入管理として、警備員による監視及び巡視を実施することを確認した。さらに、人の接近管理及び出入管理を効果的に行うため、警報、映像監視等を集中監視するための探知施設を設けるとともに、外部との通信連絡を行う設計とすることを確認した。補足説明資料において、具体的な内容が示されている。物理的障壁は、柵等が示されている。出入管理は、警備員による立入者及び車両の管理について示されている。接近管理及び出入管理を効果的に実施するための設備等は、探知施設及び通信連絡設備が示されている。</p> <p>② 原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持ち込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、持ち込み点検が可能な設計とすることを確認した。爆発性又は易燃性を有する物件については、人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件であることを確認した。補足説明資料において、具体的な内容が示されている。持ち込み点検は、警備員による物品の管理、さらにその物品の管理のうち郵便物等の点検における実施内容について示されている。</p> <p>③ 原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムが、電気通信回線を通じた不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を受けることがないように、当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断する設計とすることを確認した。また、物理的なアクセスによる破壊行為に対しては、人の接近管理として施錠管理することにより必要な設備又は装置の操作に係る情報システムへの不法な接近を防止する設計とすることを確認した。補足説明資料において、具体的な内容が示されている。不正アクセス行為の防止対策は、電気通信回線を通じた妨害行為又は破壊行為を受けることがないことが示されている。</p> <p>④ ①～③について、核物質防護対策の一環として実施することを確認した。</p>

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（火災による損傷の防止（第8条））

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

（火災による損傷の防止）

第8条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

2 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

（解釈）

1 第8条については、設計基準において発生する火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに火災による影響の軽減）を有することを求めている。また、上記の「発電用原子炉施設の安全性が損なわれない」とは、安全施設が安全機能を損なわないことを求めている。したがって、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがある火災に対して、発電用原子炉施設に対して必要な措置が求められる。

2 第8条について、別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））に適合するものであること。

3 第2項の規定について、消火設備の破損、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の破損、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものであること。

第8条 内部火災

1. 火災区域又は火災区画の設定	8 内火-2
2. 火災防護計画の策定するための方針	8 内火-4
2. 1. 火災の発生防止に係る設計方針	8 内火-6
2. 1. 1. 火災発生防止対策	8 内火-6
2. 1. 2. 不燃材料等の使用	8 内火-15
2. 1. 3. 自然現象への対策	8 内火-23
2. 2. 火災の感知及び消火に係る設計方針	8 内火-25
2. 2. 1. 火災感知設備及び消火設備	8 内火-25
2. 2. 2. 自然現象	8 内火-41
2. 2. 3. 消火設備の誤作動又は誤動作	8 内火-43
2. 3. 火災の影響軽減に係る設計方針	8 内火-44
2. 3. 1. 火災の影響軽減対策	8 内火-44
2. 3. 2. 火災影響評価	8 内火-53
3. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針	8 内火-54

1. 火災区域又は火災区画の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 基本事項</p> <p>(1) 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護することを目的として、以下に示す火災区域及び火災区画の分類に基づいて、火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じること。</p> <p>①原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構造物、系統及び機器が設置される火災区域及び火災区画</p> <p>②放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器が設置される火災区域。</p>	<p>火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じるため、火災区域又は火災区画を設定しているか。</p> <p>(1) 安全機能を有する構造物、系統及び機器の抽出方針</p> <p>(1-1) 原子炉を安全に停止する（本節において、「原子炉を安全に停止する」とは、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、これを維持することをいう。）ために必要な安全機能</p> <p>① 重要度分類審査指針等に基づき、安全機能及び安全機能を有する機器等について、火災の影響に対して原子炉の安全停止や放射性物質の貯蔵等に必要なものを抽出することを確認。（サポート系や事故時の状態監視機能も含めて選定を行う。）</p> <p>② 火災により安全機能が損なわれないとする場合、火災防護の対象から除外する技術的な根拠を確認。</p> <p>（除外理由の例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 環境条件から火災が発生しない ・ 不燃材料で構成されている ・ フェイルセーフ設計のため機能に影響を及ぼさない ・ 代替手段により機能を達成できる <p><BWR></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内の機器等を、通常運転時は窒素置換により不活性化されているため除外する場合、起動/停止操作時や定期検査時に不活性化されない期間があることに留意し、当該期間中の火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策の方針とすることを確認。（定期検査時に持ち込まれる可燃性物質による火災等は審査基準対象外とされるものの、定期検査時自体が対象外ではないことに注意。） 	<p>① 原子炉を安全に停止する（本節において、「原子炉を安全に停止する」とは、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、これを維持することをいう。）ために必要な安全機能を有する構造物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器（以下「安全機能を有する機器等」という。）を、火災から防護する対象として抽出する方針としていることを確認した。</p> <p>原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持（以下「原子炉の安全停止」という。）するために必要な以下の機能を確保するための構造物、系統及び機器を、「原子炉の安全停止に必要な機器等」として選定することを確認した。</p> <p>【原子炉の安全停止に必要な機能】</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 反応度制御機能 ② 1次冷却系のインベントリと圧力の制御機能 ③ 崩壊熱除去機能 ④ プロセス監視機能 ⑤ サポート（電源、補機冷却水、換気空調等）機能 <p>② 補足説明資料において、火災防護対象とならなかった理由として以下のことが示されている。（P1-22）</p> <p>a：同じ機能を有するものが複数ある場合 例：中央制御盤に起動スイッチがある場合の現場スイッチ</p> <p>b：火災の影響で機能喪失のおそれのある機器ではない 例：火災源とならない機器 外部に影響を及ぼす火災源とならない機器</p> <p>c：火災によって誤動作しても、系統の機能を喪失させない機器 例：ミニマムフロー弁、連絡弁、安全側（フェイル・セーフ側）に動作する機器</p> <p>d：手動で弁位置を復旧させることで、系統の機能を喪失させない機器。ただし、高温停止にするための機器は除く。 例：低温停止にするための系統の電動弁</p> <p>e：火災の影響で機能喪失した場合であっても別の監視計器によって代替が可能である計器。ただし、火災の影響によって自動起動する可能性がある機器の運転状態を監視するためのものは除く。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ 補足説明資料で①、②の結果、防護対象として抽出された機器等をリスト化するとともに、配置図等で配置が示されているか。</p> <p>（1-2）放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能（抽出手順は原子炉の安定停止に必要な機器等の場合と同様。）</p>	<p>③ 補足説明資料において、系統概要図、火災防護対象機器リスト等にて防護する対象が整理され示されている。</p> <p>添付資料1 運転状態の整理（P1-33）</p> <p>添付資料2 放射性物質貯蔵等の機器等の選定（P1-34～37）</p> <p>添付資料3 原子炉の安全停止に必要な機能を達成するための系統（P1-38～55）</p> <p>添付資料4 火災防護対象機器リスト（P1-56～80）</p> <p>添付資料5 原子炉停止評価（P1-81～109）</p>
	<p>安全機能を有する機器等の配置を踏まえて、火災区域を設定しているか。</p> <p>① 「安全機能を有する機器等の抽出」において防護対象として抽出された機器等を内包するよう、耐火壁によって囲まれ、他の区域と分離されている区域を、火災区域として設定していることを確認。なお、壁等により区域化されていない場合には、火災区域の設定の考え方を確認。</p> <p>② 火災区域を細分化する場合、火災区域を分割した、耐火壁等により分離された火災防護上の区画を、火災区画として設定していることを確認。</p> <p>③ 補足説明資料で設定された火災区域/火災区画を、図面等で示されていることが示されているか。（内包する防護対象機器等がわかるようにすること。）</p>	<p>① 安全機能を有する機器等を設置する区域であって、耐火壁によって他の区域と分離されている区域を火災区域としてしていることを確認した。</p> <p>具体的には、建屋内のうち、火災の影響軽減の対策が必要な原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵、かつ、閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である150mm以上の壁厚を有するコンクリート壁又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）により他の火災区域と分離することを確認した。</p> <p>屋外の火災区域は、他の区域と分離して火災防護対策を実施するために、「1.5.1.1.2 安全機能を有する構築物、系統及び機器」において選定する機器等を設置する区域を、火災区域に設定することを確認した。</p> <p>② また、火災区域を耐火壁等によりさらに細分化したものを火災区画として設定していることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料において、火災区域又は火災区画の配置図が示されている。（P2-1～46）</p>

2. 火災防護計画の策定するための方針

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

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>③ 消火活動により、速やかに鎮火しない事態においても、原子炉の高温停止及び低温停止の機能が確保されるように、当該安全機能を有する構築物、系統及び機器を防護する。</p> <p>4. 同計画が以下に示すとおりとなっていることを確認すること。</p> <p>① 原子炉施設全体を対象とする計画になっていること。</p> <p>② 原子炉を高温停止及び低温停止する機能の確保を目的とした火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災による影響の軽減の各対策の概要が記載されていること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火災を早期に感知して速やかに消火する。 ・ 消火活動により、速やかに鎮火しない事態においても、原子炉の高温停止及び低温停止の機能が確保されるように、当該安全機能を有する構築物、系統及び機器を防護する。 	<p>の多様性拡張設備等のその他の原子炉施設については、設備等に応じた火災防護対策を行うことを定めることを確認した。</p>

2. 1. 火災の発生防止に係る設計方針

2. 1. 1. 火災発生防止対策

(1) 発火性物質等への対策

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2.1 火災発生防止</p> <p>2.1.1 原子炉施設は火災の発生を防止するために以下の各号に掲げる火災防護対策を講じた設計であること。</p> <p>(1) 発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域は、以下の事項を考慮した、火災の発生防止対策を講じること。</p> <p>（参考）</p> <p>(1) 発火性又は引火性物質について 発火性又は引火性物質としては、例えば、消防法で定められる危険物、高圧ガス保安法で定められる高圧ガスのうち可燃性のもの等が挙げられ、発火性又は引火性気体、発火性又は引火性液体、発火性又は引火性固体が含まれる。</p>	<p>発火性又は引火性物質を内包する設備と火災区域を網羅的に抽出しているか。</p> <p>① 発火性又は引火性物質について、消防法で定められる危険物、高圧ガス保安法で定められる高圧ガスのうち可燃性のものなどを含めて網羅的に抽出していることを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、発火性又は引火性物質を内包する設備（内包する可能性のある設備を含む）及びこれらの設備を設置する火災区域を網羅的に抽出していることが示されているか。</p>	<p>火災区域に、発火性又は引火性物質を内包する設備を設置する場合、発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止、配置上の考慮、換気、防爆、貯蔵を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>① 発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域には、以下の火災の発生防止対策を講じる設計とする。ここでいう発火性又は引火性物質としては、消防法で定められる危険物のうち「潤滑油」及び「燃料油」、高圧ガス保安法で高圧ガスとして定められる水素、窒素、液化炭酸ガス及び空調用冷媒等のうち、可燃性である「水素」を対象とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、潤滑油及び燃料油を内包する設備、水素を内包する設備が示されている。(P122、123)</p>

①漏えいの防止、拡大防止

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>①漏えいの防止、拡大防止</p> <p>発火性物質又は引火性物質の漏えいの防止対策、拡大防止対策を講じること。ただし、雰囲気の不活性化等により、火災が発生するおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>潤滑油等を内包する設備について、漏えい防止及び拡大防止措置を講じているか。</p> <p>(1) 潤滑油、燃料油等を内包する設備</p> <p>① オイルパン、ドレンリム、堰等の設置による対策を講じる設計とすることを確認。</p> <p>(2) 水素等を内包する設備</p> <p>① ベローズ、金属ダイヤフラム等の機構による対策または換気等による水素濃度低減対策を講じる設計とすることを確認。</p> <p>(3) 対策を不要とする場合</p> <p>① 対象設備を抽出した上で、雰囲気の不活性化等の</p>	<p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備は、溶接構造、シール構造の採用により漏えいの防止対策を講じる設計とする。また、漏えいの拡大を防止するため、液面等の監視、点検により潤滑油、燃料油の漏えいを早期に検知する対策、オイルパン、ドレンリム、堰又は油回収装置を設置する対策を実施する設計とすることを確認した。</p> <p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素を内包する設備は、漏えいの防止、拡大防止対策を講じる設計とすることを確認した。</p> <p>—</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	火災発生防止対策により、火災発生のおそれがないことを確認。	

②配置上の考慮

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

③換気

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>③換気</p> <p>換気ができる設計であること。</p>	<p>潤滑油又は水素を内包する設備のある区域（可燃性気体が流入する可能性のある区域も含む。）について、換気ができる設計としているか。</p> <p>（1）潤滑油、燃料油等を内包する設備</p> <p>① 建屋内の空調機器による機械換気、自然換気等により滞留した気体を換気ができる設計とすることを確認。</p> <p>② 機械換気に期待する場合、防護対象に応じた仕様の空調機器を設置することが示されているか。（電源の設定など）</p> <p>③ 該当区域における換気方法（機械換気の場合には換気設備を含む）について、リスト等で網羅的に示されているか。</p>	<p>① 可燃性の蒸気が滞留するおそれがある火災区域においては、換気により可燃性の蒸気を滞留させないことを確認した。</p> <p>具体的には、火災の発生を防止するために、補助建屋送気ファン及び補助建屋排気ファン等、空調機器による機械換気又は自然換気により換気を行う設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、防護対象に応じて空調機器を設置することが示されている。（P123）</p> <p>③ 補足説明資料において、火災区域ごとに機械換気又は自然換気の別を整理され示されている。（P122）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（2）水素等を内包する設備のある区域</p> <p>① 建屋内の空調機器による機械換気、自然換気等により滞留した気体を換気ができる設計とすることを確認。</p> <p>② 空調設備は、燃焼限界濃度以下とできるよう設計することを確認。</p> <p>③ 当該区域の空調設備は、単一故障を仮定しても性能が維持できるよう多重化することを確認。</p> <p>④ 機械換気に期待する場合、防護対象に応じた仕様の空調機器を設置することを確認。（電源の設定など）</p> <p>⑤ 当該区域における換気方法（機械換気の場合には換気設備を含む）について、リスト等で網羅的に示されていることを確認。</p>	<p>① 発火性又は引火性物質である水素を内包する設備である蓄電池、気体廃棄物処理設備、体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁を設置する火災区域は、火災の発生を防止するために、空調機器による機械換気により換気を行う設計とすることを確認した。</p> <p>② ①で挙げられる火災区域の空調設備は、燃焼限界濃度未満とするように設計することを以下のとおり確認した。 また、水素濃度上昇時の対応として、換気空調設備の運転状態の確認及び換気空調設備の切替えを実施する手順を整備し、的確に操作を行うことを確認した。</p> <p>(1) 蓄電池 蓄電池を設置する火災区域は、バッテリー室送気ファン及び非常用電源から給電されるバッテリー室排気ファンによる機械換気を行うことにより、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計することを確認した。 なお、外部電源喪失時にバッテリー室送気ファンによる送気ができない場合は、送気ラインのダンパ開放により、自然給気を行う。</p> <p>(2) 気体廃棄物処理設備 気体廃棄物処理設備を設置する火災区域は、補助建屋送気ファン及び補助建屋排気ファンによる機械換気を行うことにより、水素が漏えいしても、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計する。</p> <p>(3) 体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁 体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁を設置する火災区域は、補助建屋送気ファン及び補助建屋排気ファンによる機械換気を行うことにより、水素が漏えいしても、水素濃度を燃焼限界濃度未満とするよう設計することを確認した。</p> <p>③ 水素を内包する設備のある火災区域は、水素濃度が燃焼限界濃度未満の雰囲気となるように送気ファン及び排気ファンで換気されるが、送気ファン及び排気ファンは、多重化して設置する設計とするため、単一故障を想定しても換気は可能であることを確認した。</p> <p>④ 補足説明資料において、防護対象に応じて空調機器を設置することが示されている。（P123）</p> <p>⑤ 補足説明資料において、火災区域ごとに機械換気又は自然換気の別を整理され示されている。（P123）</p>

④防爆

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>④防爆</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 防爆型の電気・計装品を使用するとともに、必要な電気設備に接地を施すこと。 	<p>漏えい防止等の火災発生防止措置により、爆発性雰囲気形成をおそれないとして、電気・計装品への防爆措置を講じない場合には、その技術的妥当性を示しているか。</p> <p>（1）爆発性雰囲気形成をおそれない場合 （1-1）潤滑油、燃料油等を内包する設備</p> <p>① 潤滑油、燃料油等を内包する設備に対して、漏えい防止、換気等の火災発生防止対策を講じることを確認。</p> <p>② 潤滑油、燃料油等が外部へ漏えいした場合、爆発性の雰囲気形成しないことを確認（引火点>室内温度、運転温度）。</p> <p>（1-2）水素等を内包する設備</p> <p>① 水素等を内包する設備に対して、漏えい防止、換気等の火災発生防止対策を講じることを確認。</p> <p>② 水素が漏えいしても、水素濃度が燃焼限界濃度以下となるよう、換気設備を設置する設計とすることを確認。（⇒「(4).水素対策」参照）</p> <p>③ 水素等を内包する機器のうち、ポンペ等については、使用時を除き、元弁を閉止する運用としているか。</p>	<p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備は、「(1) 漏えいの防止、拡大防止」で示したように、溶接構造等、潤滑油及び燃料油の漏えいを防止する設計とするとともに、オイルパンの設置等により、漏えいした潤滑油及び燃料油の拡大を防止する設計とすることを確認した。</p> <p>② 潤滑油及び燃料油が設備の外部へ漏えいしても、これらの引火点は、油内包機器を設置する室内温度よりも十分高く、機器運転時の温度よりも高いため、可燃性蒸気とならないことから、潤滑油及び燃料油が、爆発性の雰囲気形成をおそれないことを確認した。 補足説明資料において、潤滑油及び燃料油の引火点と使用環境温度の比較により問題ないことが示されている。（P179）</p> <p>① 火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素を内包する以下の設備は、雰囲気への水素の漏えいを考慮した溶接構造とし、弁グランド部から雰囲気へ水素漏えいの可能性のある弁は、雰囲気への水素の漏えいを考慮し、ベローズや金属ダイヤフラム等を用いる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 気体廃棄物処理設備 ・ 体積制御タンク及びこれに関連する配管、弁 <p>② 「③換気」に示す機械換気により水素の滞留を防止することにより、爆発性の雰囲気にならない設計とすることを確認した。</p> <p>③ 火災区域内へ水素を内包するポンペを持ち込む場合は、火災防護計画にしたがい、火災の発生防止対策を講じることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>爆発性の雰囲気形成をおそれのある場合には、電気・計装品への防爆措置を講じる設計としているか。</p> <p>（2）爆発性の雰囲気形成をおそれのある場合</p> <p>① 「爆発性の雰囲気形成をおそれのある」について、定義を明確にしていることを確認。</p> <p>（例） 「電気設備に関する技術基準を定める省令」第六十九条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性の雰囲気とはならないこと</p> <p>② 電気計装品を防爆型とするとともに、電気設備に接地を施し着火源とならない設計することを確認。</p>	<p>① （1）のとおり爆発性の雰囲気形成をしないように設計するため、「電気設備に関する技術基準を定める省令」第六十九条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性の雰囲気とはならないことを確認した。</p> <p>② ①により、当該火災区域に設置する電気・計装品を防爆型とする必要はなく、防爆を目的とした電気設備の接地も必要ないことを確認した。</p> <p>なお、電気設備の必要な箇所には「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令」第十条、第十一条に基づく接地を施す設計とすることを確認した。</p>

⑤貯蔵

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑤貯蔵</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域における発火性物質又は引火性物質の貯蔵は、運転に必要な量にとどめること。 	<p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域における発火性物質又は引火性物質の貯蔵は、運転に必要な量にとどめることを確認。</p>	<p>① 貯蔵機器とは、供給設備へ補給するために設置する機器のことであり、発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油の貯蔵機器としては、ディーゼル発電機の燃料油貯油そうがある。燃料油貯油そうは、7日間の外部電源喪失に対してディーゼル発電機を連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とすることを確認した。</p>

（2）可燃性の蒸気等への対策

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（2）可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域には、滞留する蒸気又は微粉を屋外の高所に排出する設備を設けるとともに、電気・計装品は防爆型とすること。また、着火源となるような静電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合には、静電気を除去する装置を設けること。</p>	<p>可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域を抽出し、火災防止措置を講じているか。</p> <p>（1）可燃性の蒸気又は可燃性の微粉</p> <p>① 「可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある」について、定義を明確にしていることを確認。</p> <p>（例）</p>	<p>① 「工場電気設備防爆指針」に記載される「可燃性粉じん（石炭のように空気中の酸素と発熱反応を起こし爆発する粉じん）」や「爆発性粉じん（金属粉じんのよう空気中の酸素が少ない雰囲気又は二酸化炭素中でも着火し、浮遊状態では激しい爆発を生じる粉じん）」のような可燃性の微粉を「可燃性の粉じん」と定義していることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>「工場電気設備防爆指針」に基づき「可燃性の粉じん」の定義</p> <p>② 可燃性の蒸気が滞留するおそれがある火災区域を抽出することを確認。（（1）④防爆）を参照。）</p> <p>③ 可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域を抽出していることを確認。</p> <p>④ 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域がある場合には、屋外の高所に排出する設備を設けるとともに、電気・計装品を防爆型とする設計とすることを確認。</p> <p>⑤ 有機溶媒を外部から持ち込んで使用する場合は、必要な量以上に持ち込まず、必要な滞留防止対策を講じる方針としていることを確認。</p>	<p>② 発火性又は引火性物質である潤滑油及び燃料油を内包する設備は、「（1）④防爆」に示すとおり、可燃性の蒸気を発生するおそれはないことを確認した。 また、火災区域には、可燃性の微粉を発生する設備を設置しない設計とする。</p> <p>③ ②のとおり「可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域」はない。</p> <p>④ 火災区域には、可燃性の微粉を発生する設備を設置しないことを確認した。</p> <p>⑤ 火災区域において有機溶剤を使用する場合は、火災防護計画の定めにしたがい、使用する作業場所の局所排気を行うとともに、建屋の送気ファン及び排気ファンによる機械換気により、滞留を防止する設計とすることを確認した。 また、火災の発生を防止するために、火災区域又は火災区画における溶接等の火気作業に対する以下の手順を整備し、的確に実施することを確認した。 a. 火気作業前の計画策定 b. 火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等</p>
	<p>着火源となるような静電気が溜まるおそれのある設備を抽出し、火災防止措置を講じているか。</p> <p>（2）静電気</p> <p>① 金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれがある火災区域を抽出することを確認。</p> <p>② 静電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合、静電気を除去する装置を設ける設計とすることを確認。</p>	<p>① 火災区域には、金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれがある設備を設置しない設計とするため、静電気を除去する装置を設置する必要はない。</p> <p>② ー</p>

（3）発火源への対策

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

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

（4）水素対策

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

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ 補足説明資料で水素濃度検知設備の仕様（検知器の種類、設置数、設置場所の考え方等を含む）や警報設定値の根拠を確認。</p>	<p>の燃焼限界濃度である4vol%の1/4以下の濃度にて、中央制御室に警報を発する設計とする。</p> <p>③ 補足説明資料において、水素濃度検知器の設置の考え方が示されている。(P125)</p>

（5）放射線分解等による水素蓄積の防止

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

（6）過電流による加熱防止対策

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(6)電気系統は、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱防止のため、保護継電器と遮断器の組合せ等により故障回路の早期遮断を行い、過熱、焼損の防止する設計であること。</p>	<p>電気系統は、故障回路の早期遮断を行い、過電流による加熱、焼損を防止する設計方針としているか。</p> <p>① 電気系統については、保護継電器と遮断器の組み合わせ等により故障回路の早期遮断を行い、過電流による加熱、焼損を防止する設計とすることを</p>	<p>① 原子炉施設には、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対策を図ることを確認した。 具体的には、電気系統は、送電線への落雷等外部からの影響や、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱や焼損を防止するために、保護継電器、遮断器により、故障回路を早期に遮断する設計とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	確認。 ② 単線結線図などを用いて設置箇所が示されているか。	② 補足説明資料において、電気系統における過電流により早期に遮断可能な遮断器の設置箇所が単線結線図で示されている。(P126)

2. 1. 2. 不燃材料等の使用

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

（1）主要な構造材

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(1) 機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体、及びこれらの支持構造物のうち、主要な構造材は不燃性材料を使用すること。</p>	<p>主要な構造材は、不燃性材料を使用する設計方針としているか。不燃性材料の使用が困難な場合には、火災発生防止措置を講じているか。</p> <p>① 主要な構造材は、金属材料、コンクリート等の不燃性材料を使用する設計とすることを確認。</p>	<p>① 機器等の支持構造物のうち、主要な構造材には不燃性材料を使用することを確認した。</p> <p>具体的には、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は、火災の発生防止及び当該設備の強度確保等を考慮し、ステンレス鋼、低合金鋼、炭素鋼等の金属材料、又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>② 不燃性材料又は代替材料の使用が技術的に困難な場合には、火災の発生防止措置を講じているか。</p> <p>（例） 配管のパッキン類、ポンプ、弁等の駆動部の潤滑油、機器躯体内部に設置される電気配線などは、火災発生防止措置が講じられているとみなせる。</p>	<p>② 以下の構造材は、不燃性材料又は難燃性材料でない材料を使用する理由を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 配管のパッキン類は、その機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であるが、金属で覆われた狭隙部に設置し直接火炎に晒されることはないこと ・ 金属に覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油並びに金属に覆われた機器躯体内部に設置される電気配線は、発火した場合でも、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器に延焼しないこと

（2）変圧器及び遮断器

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(2) 建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用すること。</p>	<p>2.1.2(2) 変圧器及び遮断器 建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計方針としているか。</p> <p>① 建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する設計とすることを確認。</p>	<p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用することを確認した。 補足説明資料において、メタクラ遮断器の写真が示されている。(P129)</p>

（3）難燃ケーブル

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(3) ケーブルは難燃ケーブルを使用すること。</p> <p>（参考） (3) 難燃ケーブルについて 使用するケーブルについて、「火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質」を有していることが、延焼性及び自己消火性の実証試験により示されていること。</p> <p>（実証試験の例） ・ 自己消火性の実証試験・・・UL 垂直燃焼試験</p>	<p>ケーブルは、実証試験で難燃性を確認した難燃ケーブルを使用する設計方針としているか。</p> <p>① ケーブルについては、延焼性（例：IEEE383（光ファイバーケーブルの場合 IEEE1202））及び自己消火性（例：UL 垂直燃焼試験）の実証試験によって難燃性を確認したもので設計することを確認。</p>	<p>① 安全機能を有する機器に使用する難燃ケーブルは、実証試験により自己消火性及び延焼性を確認したケーブルを使用することを確認した。 補足説明資料において、非難燃ケーブルを引き替えて難燃ケーブルを使用する範囲が示されている。ケーブル区分毎に難燃性適合状況が示されている。また、安全機能を有する光ケーブルの使用箇所が示されている。(P129、130、3-1～26)。</p> <p>非難燃ケーブルの物量を大幅に削減できる区画（ケーブル処理室等）及びデブリの発生を抑える必要のある原子炉格納容器内の非難燃ケーブルを、難燃ケーブルに取り替えることを確認した。 上記の取替えの方針に加え、過電流による発火の可能性のある範囲についても取り替える方針を示したことを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>・延焼性の実証試験・・・IEEE383 または IEEE1202</p> <p>なお、上記によらない場合には以下が示されている。</p> <p>火災防護審査基準では、安全機能を有する構築物、系統及び機器の材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（代替材料）である場合、もしくは、当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難であって、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合は、この限りではないとされている。</p> <p>一方、設置許可基準規則では、当該規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、当該規則に適合するものと判断するとされている。</p>	<p>② 上記の実証試験の条件が示されているか。</p> <p>③ 上記の実証試験により、ケーブルの難燃性が確認できない場合、火災の発生防止措置を講じることにより、同等以上の延焼防止性及び自己消火性を有することを示していることを確認。</p> <p>（例） 延焼性が実証できない核計装用ケーブルは、専用の電線管に敷設するとともに、両端を難燃性の耐熱シール材等より密閉することで電線管外部からの酸素供給を防止し延焼性を確認。</p> <p>・ ケーブルトレイから安全機能を有する機器に接続するために電線管で敷設される非難燃ケーブルは、電線管に収納するとともに、その両端を難燃性の耐熱シール材等により密閉することで電線管外部からの酸素供給を防止し延焼性を確認。（ケーブルトレイ側の火災の発生</p>	<p>ケーブル物量が大幅に削減できる範囲、過電流による発火リスクの低減が図れる範囲、及び原子炉格納容器内については、用途や安全性の向上の観点から、非難燃ケーブルを引き替えて難燃ケーブルを使用する設計とすることを確認した。</p> <p>a. ケーブル物量が大幅に削減できる範囲 非難燃ケーブルが集中している箇所（ケーブル処理室等）において、信号を集約し伝送することができる光ケーブル（難燃ケーブル）に引き替えることで可燃物であるケーブル物量が大幅に削減できる範囲</p> <p>b. 過電流による発火リスクの低減が図れる範囲 短絡又は地絡に起因する過電流による発火リスクのある高圧電力及び低圧電力ケーブルである非難燃ケーブルにおいて、高電圧が印加され発火時の発熱量が多い高圧電力ケーブルのうち、通電時間が長く難燃ケーブルに新たに引き替えることで過電流による発火リスクの低減が図れる範囲</p> <p>c. 原子炉格納容器内 1 次冷却材漏えい事故等が発生した場合に防火シートがデブリ発生の要因となりうる原子炉格納容器内</p> <p>② 補足説明資料において、実証試験の概要が示されている。また、垂直トレイ燃焼試験のケーブル損傷距離の判定方法が示されている。（P3-2～3-8）</p> <p>③ <u>核計装用ケーブルについて、それ単体では延焼を確実に防止できないものの、チャンネルごとに専用電線管に収納し、電線管外部からの酸素の供給防止のため、両端を難燃性の耐熱シール材で処置する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。また、複合体※から安全機能を有する機器等に接続する非難燃ケーブルは電線管に収納し、両端を難燃性の耐熱シール材で処置する設計とすることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。</u></p> <p>※複合体の構造については④を参照</p> <p>（難燃ケーブルとすることができない理由） 核計装用ケーブルは、微弱電流・微弱パルスを扱うため、耐ノイズ性を確保するために、絶縁体に誘電率の低い架橋ポリエチレンを使用する設計とする。このケーブルは、自己消火性を確認する UL 垂直燃焼試験は満足するが、延焼性を確認する IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の要求を満足しない。 また、安全機能を有する機器に使用するケーブルには、自己消火性を確認する UL 垂直燃焼試験は満足するが、延焼性を確認する IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の要求を満足しない非難燃ケーブルがある。</p> <p>（基準上の延焼性と同等である理由） 難燃性の耐熱シール材を処置した電線管内は、外気から容易に酸素の供給がない閉塞した状態であるため、内部のケーブルに火災が発生してもケーブルの燃焼に必要な酸素が不足し、燃焼の維持ができなくなるので、すぐに自己消火し、ケーブルは延焼しない。 このため、電線管で収納し、難燃性の耐熱シール材により酸素の供給防止を講じた非難燃ケーブルは、</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>防止措置については、④を参照。）</p> <p>④ 事業者が上記以外で新たな手法を採用する場合、設置許可基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠が示されていることを確認。</p> <p>これまで川内、伊方及び高浜の内部火災の審査において、設置許可基準規則及び火災防護審査基準（以下、「規則等」という。）に定める技術的要件を満足する技術的内容と同一ではないものの、代替の対策を講じることによって、火災防護審査基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得るとして、「十分な保安水準が確保される」と判断したものは以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災の発生防止に係る設計方針 <ul style="list-style-type: none"> (1) 核計装用ケーブルを電線管へ収納（川内、伊方、高浜） (2) 非難燃ケーブルを防火シート等で複合体を形成（高浜 1/2） ・火災感知設備の設計方針 <ul style="list-style-type: none"> (3) 一部の火災区域又は火災区画にアナログ式でない火災感知器を設置（川内、伊方、高浜） ・火災の影響軽減に係る設計方針 <ul style="list-style-type: none"> (4) 原子炉制御室制御盤内及び原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策が火災防護審査基準に定められた対策と同一でない方法を採用（川内、伊方、高浜） <p>具体的に、上記(2)において、火災防護審査基準に定める技術的要件では、ケーブルは難燃ケーブ</p>	<p>IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の判定基準を満足するケーブルと同等以上の延焼防止性能を有すると判断した。</p> <p>補足説明資料において、核計装用ケーブルの難燃性への適合及び核計装ケーブル電線管構造図、非難燃ケーブルを敷設する電線管の防火措置が示されている。（P130、131、3-27～35、6-32）</p> <p>（非難燃ケーブルへの防火措置）</p> <p>④ 非難燃ケーブル及びケーブルトレイを、基材のガラスクロスを難燃化ゴムでコーティングした難燃性の防火シートで覆い、結束ベルト及びシート押さえ器具により固定することにより複合体を形成する方針を示した。この複合体は、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保するため、外部の火炎に加え、複合体内部からの発火の想定も考慮して、以下のとおり、複合体に対する設計目標を定めて、その成立性を実証試験により確認している。</p> <p>a. 燃焼の3要素のうち熱（火炎）及び酸素量を抑制するため、防火シートにより火炎を遮るとともに、酸素の吸込み量を抑えることにより難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保するという設計目標（保安水準）を設定する。</p> <p>b. 複合体の設計目標の成立性は、実証試験により上記 a. の難燃性能が達成できることを確認する。さらに、複合体が非難燃ケーブル及びケーブルトレイに与える影響として、防火シートによる非難燃ケーブル及びケーブルトレイへの化学的な影響、複合体内部の熱の蓄積による非難燃ケーブルへの熱的影響及び重量増加によるケーブルトレイの耐震性への影響を抽出し、実証試験により、非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性が損なわれないことを確認する。なお、この実証試験では、施工後に想定される防火シートのずれ、隙間及び傷も考慮する。</p> <p>これらの設計が、火災防護基準に規定している事項と同一ではないものの、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保する設計目標（保安水準）を定めるとしていること、この設計目標には、外部の火炎及び複合体内部からの発火を想定し、燃焼の3要素のうち、熱（火炎）及び酸素量の2つを抑制する観点が含まれていること、この設計目標の成立性を実証試験には、難燃性能の確認はもとより、非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性の確認が含まれ、さらに施工後の傷等も想定していることから、十分な保安水準が確保されることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、非難燃ケーブルに防火措置を施すことによる難燃性能の向上について、設計目標、設計方針、外部の火災及び内部発火を想定した試験方法や評価及び防火措置の施工性等が示されている。（別添1）</p> <p>複合体外部の火災を想定した場合に必要な設計を行った上で、複合体内部の発火を想定した場合に必要な設計を加えることを確認した。</p> <p>また、複合体は、防火シートが与える化学的影響、複合体内部への熱の蓄積及び重量増加を考慮しても非難燃ケーブル及びケーブルトレイの機能が損なわれないことを確認するとともに、施工後において、複合体の難燃性能を維持する上で、防火シートのずれ、隙間及び傷の範囲を考慮する設計とし、これらを実証試験により確認して使用する設計とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>ルを使用することを求めている。</p> <p>なお、難燃ケーブルとして使用するケーブルについては、「火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質」を有していることを、延焼性及び自己消火性の実証試験により示されていることを求めている。</p> <p>事業者は、難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保（保安水準）するために難燃性に代わる複合体を形成する方針（代替の設計方針）を示した。代替の設計方針の設計目標を設定し、その設計目標の成立性を確認することで、十分な保安水準が確保できるとして説明したものである。</p> <p>これまでの審査において「十分な保安水準が確保される」と判断した審査例を踏まえると、設計方針を確認する場合、以下の点に留意する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・規則等が要求している技術的要件を事業者が理解した上で代替等の手段等が定められていること ・代替等の手段等を検証するための試験等が非安全側でなく、かつ明確であることが合理性をもって申請書等に明示的に記載されていること ・規則等と同等以上の保安水準を確保できるとする事業者の代替の設計方針を確認する場合、それに対する設計目標が明確に定められていること <p>〔 ・性能の確認に加えて施工状態や劣化等も想定した実証試験により成立性を確認するとして設計方針が示されていること 〕</p> <p>事業者において「保安水準」をどのように確保するのか、設計の考え方に以下の内容が含まれていることを確認する。</p>	

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>・代替の設計方針は難燃ケーブルと同等以上の難燃性能が確保されるものとなっているか、以下の点を参考に確認する。</p> <p>－設計目標が策定され、その内容が規則等と比べても非安全側なものとなっていないか。</p> <p>（例：燃焼の3要素のうち熱（火炎）及び酸素量を抑制するため、防火シートにより火炎を遮るとともに、酸素の吸込み量を抑えることにより難燃ケーブルと同等以上の難燃性能を確保するという設計目標（保安水準）を設定）</p> <p>－設計目標の成立性について、実証試験により難燃性能が達成できることを確認しているか。</p> <p>その際、以下の点が考慮されているか。</p> <p>i) 火災の状況が適切に想定されているか。</p> <p>（例：ケーブルトレイを防火シートで覆う場合に、ケーブルトレイ内部からの発火による火災及び外部からの火炎による火災の想定）</p> <p>ii) 燃焼の3要素（熱（炎）、酸素、可燃物）が抑制される観点が含まれているか。</p> <p>iii) 代替の設計方針による非難燃ケーブル及びケーブルトレイに与える影響（化学的な影響、熱的影響、耐震性への影響等）が抽出され、実証試験により、非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性等が損なわれないことを確認しているか。</p> <p>（例：防火シートによる非難燃ケーブル及びケーブルトレイへの化学的な影響、複合体内部の熱の蓄積による非難燃ケーブルへの熱的影響及び重量増加によるケーブルトレイの耐震性への影響を抽出し、実証試験により、非難燃ケーブルの通電性及び絶縁性並びにケーブルトレイの耐震性が損なわれないことを確認）</p> <p>iv) 施工後に想定される悪影響（例、防火シートのずれ、隙間、傷等）を考慮しても、必要な難燃性能が維持されることを確認している</p>	

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>か。</p> <p>（例：実証試験では、施工後に想定される防火シートのずれ、隙間及び傷も考慮）</p> <p>・代替の設計方針は実証試験の結果等から工事計画等を見据えて実現性のあるものとなっているか。</p> <p>なお、確認にあたっての前提条件として、非難燃ケーブルが使用されている箇所について、難燃ケーブルに取替える範囲と代替の設計方針により防火措置を施す範囲の考え方が整理され、その考え方は発火リスクや区画等を考慮した適切な内容であるか。</p>	<p>（⇒（3）①に記載）</p>

（4）換気設備のフィルタ

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（4）換気設備のフィルタは、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、チャコールフィルタについては、この限りでない。</p>	<p>換気設備のフィルタは、不燃性材料又は難燃性材料を使用する方針としているか。</p> <p>① 換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き、不燃性材料又は難燃性材料を使用する方針することを確認。</p> <p>② 使用するフィルタは、試験等で不燃性又は難燃性を確認されていることを確認。</p> <p>（例） 難燃性として JISL1091（繊維製品の燃焼性試験）又は JACANo. 11A 空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針（公益社団法人日本空気清浄協会）を満足する難燃性が確認されたフィルタ</p>	<p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、換気空調設備の換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き不燃性材料又は難燃性材料を使用することを確認した。</p> <p>② 使用するフィルタは、チャコールフィルタを除き、ガラス繊維等、「JIS L 1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」又は「JACANo. 11A（空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針（公益社団法人 日本空気清浄協会）」を満足する難燃性のフィルタを使用する設計とすることを確認した。</p>

（5）保温材

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（5）保温材は金属、ロックウール又はグラスウール等、不燃性のものを使用すること。</p>	<p>保温材は、不燃性のものを使用する方針としているか。</p> <p>① 保温材は金属材料、ロックウール又はグラスウー</p>	<p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器に使用する保温材は、金属等の不燃性のものを使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、既設プラントであることを踏まえて、保温材の使用対象箇所が示されている。（P132）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>ル等、不燃性のものを使用する方針とすることを確認。</p> <p>② 使用する保温材については、試験等で不燃性を確認されていることを確認。</p> <p>（例） 平成12年建設省告示第1400号に定められたもの又は建築基準法の不燃材として認定されているもの</p>	<p>② 使用する保温材は、ケイ酸カルシウム、ロックウール、金属保温等、平成12年建設省告示第1400号に定められたもの又は建築基準法で不燃材料として定められたものを使用する設計とすることを確認した。</p>

（6）建屋内装材

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(6) 建屋内装材は、不燃性材料を使用すること。</p>	<p>建屋内装材は、不燃性材料を使用する方針としているか。</p> <p>① 建屋内装材は、不燃性材料を使用する方針とすることを確認。</p> <p>② 使用する建屋内装材は、試験等で不燃性を確認されていることを確認。</p> <p>（例）建築基準法等の国内規制に基づくけい酸カルシウム板の不燃性材料、消防法に基づくカーペット等の防災物品、試験により同等性を確認した材料</p> <p>③ 不燃性材料又は代替材料の使用が技術的に困難な場合、火災の発生防止措置を講じることにより、不燃性材料と同等以上であることを示していることを確認。</p> <p>（例） 不燃材料の表面に塗布される難燃性のコーティング剤</p>	<p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する建屋内装材は、不燃性材料を使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、既設プラントであることを踏まえて、建屋内装材（不燃性）の方針が示されている。（P132）</p> <p>② 建屋の内装材は、建築基準法に基づく不燃材料若しくはこれと同等の性能を有することを試験により確認した材料、又は消防法に基づく防災物品若しくはこれと同等の性能を有することを試験により確認した材料を使用する設計とすることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器内部コンクリートの表面に塗布するコーティング剤は、不燃材料であるコンクリートに塗布することで、火災により燃焼し難く著しい燃焼をしないこと、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらず他の安全機能を有する構築物、系統及び機器に延焼しないこと、並びに原子炉格納容器内に設置する原子炉の安全停止に必要な機器は不燃性又は難燃性の材料を使用し周辺には可燃物がないことから、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災を生じさせるおそれが小さい設計とすることを確認した</p> <p>補足説明資料において、格納容器内のコンクリートの一部に使用している難燃性のコーティング剤が火災により燃焼し難く著しい燃焼をしないことが示されている。（P132）</p>

2. 1. 3. 自然現象への対策

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

（1）落雷対策

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(1) 落雷による火災の発生防止対策として、建屋等に避雷設備を設置すること。</p>	<p>建屋等に避雷設備を設置する方針としているか。</p> <p>① 建築基準法に基づき、地盤面から高さ20mを超える建物には、日本工業規格（JIS）に準拠した避雷設備を設置する方針とすることを確認。</p> <p>② 送電線については、故障回路を早期に遮断する設計としているか。（⇒「2.1.1(6) 過電流対策」を参照。）</p> <p>③ 補足説明資料において、避雷設備の設置箇所を示しているか。</p>	<p>① 原子炉施設内の構築物、系統及び機器について、落雷による火災の発生防止対策として建屋等に避雷設備を設置していることを確認した。</p> <p>具体的には、地盤面から高さ20mを超える建築物には、建築基準法に基づき「JIS A 4201 建築物等の避雷設備（避雷針）」に準拠した避雷設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>【避雷設備設置箇所】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納施設 ・タービン建屋 ・復水処理建屋 ・固体廃棄物処理建屋 ・特高開閉所 <p>② 送電線については、「2.1.1(6) 過電流による過熱防止対策」に示すとおり、故障回路を早期に遮断する設計とすることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料において、避雷設備設置対象建屋等が示されている。（P133、134）</p>

（2）地震対策

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

2. 2. 火災の感知及び消火に係る設計方針

2. 2. 1. 火災感知設備及び消火設備

(1) 火災感知設備

① 環境条件等の考慮

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2.2 火災の感知、消火</p> <p>2.2.1 火災感知設備及び消火設備は、以下の各号に掲げるように、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行える設計であること。</p> <p>(1) 火災感知設備</p> <p>①各火災区域における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や予想される火災の性質を考慮して型式を選定し、早期に火災を感知できる場所に設置すること。</p>	<p>火災感知器は、各火災区域の環境条件等を考慮して型式を選定し、早期に火災を感知できる場所へ設置する設計方針としているか。</p> <p>① 火災感知器は、火災区域又は火災区画における環境条件や想定される火災の性質を考慮して設置することを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、感知器について①を踏まえた型式が網羅的に整理されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 型式毎の作動原理、特徴、適用箇所等に整理 ・ 各火災区域/区画に応じた火災感知器の選定及びその理由 ・ 感知器の設置場所は、早期に火災を感知できる場所であること（配置図等を示すこと。） <p>③ 火災感知器を設置しない場合には、発火源がなく可燃物を置かない運用するなど技術的根拠を確認。</p>	<p>① 火災感知器は、火災区域又は火災区画における環境条件や想定される火災の性質を考慮して設置することを確認した。</p> <p>環境条件としては、放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等があり、予想される火災の性質を考慮して設置する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、火災感知器の型式毎の特徴及び適用箇所が整理され示されている。その上で、設置対象エリアを類型化し設置する火災感知器の考え方及び設置場所が示されている。（P91、98、4-1～30）</p> <p>添付資料1 火災感知器リスト 添付資料2 防爆型電気機器の使用 添付資料3 原子炉格納容器内に設置する火災感知器について</p> <p>③ 発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させない火災区域又は火災区画は、火災感知器を設置しないことを確認した。</p> <p>廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクは、金属製であること、タンク内に貯蔵する樹脂は水に浸かっており、廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクエリアは、可燃物を置かず発火源がない設計とすることから、火災が発生するおそれはない。したがって、廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクエリアには、火災感知器を設置しない設計とすることを確認した。</p>

② 固有の信号を発する異なる火災感知器の設置等

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>②火災を早期に感知できるよう固有の信号を発する異なる種類の感知器又は同等の機能を有する機器を組合せて設置すること。また、その設置にあたっては、感知器等の誤作動を防止するための方策を講じること。</p>	<p>(1) 早期に火災を感知するための方策</p> <p>早期検知の観点から、異なる種類の感知器等を組合せて設置する設計方針としているか。</p> <p>① 異なる測定原理を組み合わせることで早期検知が可能となるように、異なる種類の感知器を組合せて設置する設計方針としているか。（基本的に、熱感知器と煙感知器の組み合わせることで、有炎火災（炎はでるが煙が少ない火災）と無炎火災（炎</p>	<p>① 早期に火災を感知するため、煙感知器、熱感知器及び炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせることを確認する。</p> <p>火災感知設備の火災感知器は、「(1)① 火災感知設備の環境条件等の考慮」の環境条件等や火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の安全機能を有する機器の種類に応じて予想される火災の性質を考慮し、火災を早期に感知できるよう、固有の信号を発するアナログ式の煙感知器、アナログ式の熱感知器、アナログ式でないが、炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため、煙や熱が感知器に到達する時間遅れがなく、火災の早期感知に優位性がある炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（参考）</p> <p>（1）火災感知設備について</p> <p>早期に火災を感知し、かつ、誤作動（火災でないにもかかわらず火災信号を発すること）を防止するための方策がとられていること。</p> <p>（早期に火災を感知するための方策）</p> <ul style="list-style-type: none"> 固有の信号を発する異なる種類の感知器としては、例えば、煙感知器と炎感知器のような組み合わせとなっていること。 感知器の設置場所を1つずつ特定することにより火災の発生場所を特定することができる受信機を用いられていること。 <p>（誤作動を防止するための方策）</p> <ul style="list-style-type: none"> 平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができるアナログ式の感知器を用いられていること。 <p>感知器取付面の位置が高いこと等から点検が困難になるおそれがある場合は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検を行うことができる感知器が用いられていること。</p> <p>炎感知器又は熱感知器に代えて、赤外線感知機能等を備えた監視カメラシステムを用いても差し支えない。この場合、死角となる場所がないように当該システムが適切に設置されていること。</p>	<p>が出ず煙の多く出る火災）の両方に対応。）</p> <p>② 感知器の識別が可能のように、固有の信号を発する感知器を設置するとともに、感知器の設置場所を1つずつ特定することにより火災の発生場所を特定することができる受信機を用いているか。</p> <p>（2）アナログ式の感知器の場合</p> <p>誤動作防止の観点から、平常時からの変化を把握できるアナログ式の感知器を使用する方針としているか。</p> <p>① 平常時の状況（温度、煙の濃度など）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇など）を把握することにより、火災現象と誤作動の判別が行いやすいアナログ式の感知器を使用する方針とすることを確認。</p> <p>② 消防法施行規則等に基づく火災感知設備の点検の方針（点検の内容、点検周期など）を確認。感知器取付面の位置が高いこと等から点検が困難になるおそれがある場合は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検を行うことができる感知器を用いることを確認。</p> <p>③ 赤外線感知機能等を備えた監視カメラシステムを用いる場合、火災区域/区画の死角となる場所がないように当該システムを適切に設置することを確認。</p>	<p>② <u>火災の発生場所を特定することができるものとする</u>ことを確認した。</p> <p>火災受信機盤は、火災感知設備を構成する火災感知器に応じて、以下の機能を有するよう設計することを確認した。</p> <p>(a) 作動したアナログ式の火災感知器を1つずつ特定することで、火災の発生場所を特定する機能</p> <p>(b) 作動したアナログ式でない火災感知器を1つずつ特定することで、火災の発生場所を特定する機能</p> <p>(c) 作動したアナログ式でない防爆型の火災感知器を1つずつ特定することで、火災の発生場所を特定する機能</p> <p>① <u>感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況の温度や煙の濃度を監視し、急激な温度上昇や煙の濃度上昇を把握することができる「アナログ式の火災感知器」を使用する</u>ことを確認した。</p> <p>② 火災感知器は、以下のとおり点検を行うことができる感知器を採用することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> アナログ式の火災感知器を含めた火災感知設備は、機能に異常がないことを確認するため、定期的に自動試験を実施。 自動試験機能のない火災感知器は、機能に異常がないことを確認するために、煙等の火災を模擬した試験を定期的に行う。 <p>③ 赤外線感知機能等を備えた監視カメラシステムを用いない。</p>
	<p>（3）非アナログ式の感知器の場合</p> <p>アナログ式の感知器を使用するより非アナログ式の感知器を使用する方が適した火災区域又は火災区画の理由は妥当であるか。</p> <p>① アナログ式の火災感知器を使用しない場合は、環</p>	<p>① <u>ただし、一部の火災区域又は火災区画の感知器及び炎感知器については火災防護基準が求める「アナログ式の火災感知器」を設置するとし、以下の対応により、十分な保安水準が確保されることを確認した。</u></p> <p><u>1. 「アナログ式の火災感知器」は放射線による故障が生じる可能性があるため、比較的線量が高い火災区域又は火災区画には設置せず、「アナログ式でない熱感知器」を設置する。なお、水素が発生するよう</u></p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>境条件からアナログ式の感知器の使用が困難である等の理由を確認。</p>	<p>な事故を考慮する必要がある火災区域又は火災区画に設置する感知器は、防爆型とする。</p> <p>2. 「アナログ式の火災感知器」は、燃料の気化により誤作動する可能性があるため、タンク内部の燃料が気化するおそれのある火災区域又は火災区画には設置せず、「アナログ式でない防爆型の熱感知器」と「アナログ式でない防爆型の炎感知器」を設置する。</p> <p>3. 炎感知器はアナログ式ではないが、炎特有の性質を検出する赤外線方式を採用して誤作動を少なくするとともに、屋内に設置する場合は、外光が当たらず高温物体が近傍にない箇所に設置する。</p> <p>放射線量が高い場所は、アナログ式の火災感知器の放射線の影響による故障が想定される。このため、火災感知器の故障を防止する観点から、アナログ式でない火災感知器を選定する。</p> <p>発火性又は引火性の雰囲気を形成するおそれのある場所は、火災感知器作動時の着火を防止するため、アナログ式でない防爆型の火災感知器を選定する。</p> <p>上記方針に従い、既設プラントであることを踏まえて、以下のとおり非アナログ式の感知器を設置する火災区域又は火災区画が示されおり、当該感知器を採用する理由が具体的に示されていること確認した。</p> <p>(a) 原子炉格納容器</p> <p>原子炉格納容器には、アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器を設置する設計とする。ただし、比較的線量の高い原子炉格納容器ループ室及び加圧器室の熱感知器は、放射線による火災感知器の故障を防止するため、アナログ式でないものとする。アナログ式でない熱感知器は、原子炉格納容器内の通常時の温度より高い温度で作動するものを選定することで、誤作動を防止する設計とする。</p> <p>なお、水素が発生するような事故を考慮して、アナログ式でない火災感知器は、念のため防爆型とする。</p> <p>(b) 燃料油貯油そうエリア</p> <p>燃料油貯油そうエリアは、タンク内部の燃料が気化することを考慮し、アナログ式でない防爆型の熱感知器とアナログ式でない防爆型の炎感知器を設置する設計とする。アナログ式でない防爆型の熱感知器は、燃料油貯油そうの温度を有意に変動させる加熱源等を設置しないことで、誤作動を防止する設計とする。アナログ式でない防爆型の炎感知器は、外光があたらないタンク内に設置することで、誤作動を防止する設計とする。</p> <p>(c) 固体廃棄物貯蔵庫</p> <p>固体廃棄物貯蔵庫には、アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器を設置する設計とする。ただし、比較的線量の高いB固体廃棄物貯蔵庫のドラム缶貯蔵エリアの熱感知器は、放射線による火災感知器の故障を防止するため、アナログ式でないものとする。アナログ式でない熱感知器は、B固体廃棄物貯蔵庫のドラム缶貯蔵エリアの通常時の温度より高い温度で作動するものを選定することで、誤作動を防止する設計とする。</p> <p>補足説明資料において、発火性又は引火性の雰囲気を形成するおそれのある場所は、火災感知器作動時の爆発を防止するため、アナログ式でない防爆型の火災感知器を選定する理由が示されている。(P138)</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>② 代替の感知器により誤動作防止の観点から必要な感知性能を確保することを確認。</p>	<p>② 感知器はそれぞれ誤動作を防止するため、感知器は、通常時の温度より高い温度で作動するもの、炎感知器は、炎特有の性質を検出する赤外線方式を採用する。 アナログ式でない炎感知器には、赤外線を検知する方式と紫外線を検知する方式の2種類があるが、炎特有の性質を検出することで誤作動が少ない赤外線方式を採用することを確認した。アナログ式でない炎感知器の誤作動を防止するため、屋内に設置する場合は、外光が当たらず、高温物体が近傍にない箇所に設置することとし、屋外に設置する場合は、視野角への影響を考慮した太陽光の影響を防ぐ遮光板の設置や防水型を採用する設計とすることを確認した。</p>

③ 電源の確保

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>③外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保する設計であること。</p>	<p>外部電源喪失時にも機能を失わないよう、電源を確保する設計方針としているか。</p> <p>① 外部電源喪失時においても機能を失わないよう、非常用電源からの受電を可能とするとともに、専用の蓄電池（非常用蓄電池（設置許可基準規則第14条対応）等）を設置し、電源を確保する設計とすることを確認。</p> <p>② ①の専用の蓄電池の容量については、外部電源喪失時から非常用電源から電力が供給されるまでの間、火災の感知が可能であることが示されているか。 (例) ・蓄電池の容量（給電時間）及び設定根拠を示すこと。（消防法施行規則では70分間の電源供給を要求している。）</p>	<p>① 外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるよう蓄電池を設置することを確認した。 火災区域又は火災区画に設置する火災感知設備は、外部電源喪失時においても火災の感知が可能となるように消防法を満足する蓄電池を設ける設計とすることを確認した。この蓄電池は、ディーゼル発電機から電力が供給開始されるまでの容量を有し、また、原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備については、非常用電源からの受電も可能とし、蓄電池の容量は、全交流動力電源喪失時に代替電源から給電されるまでの容量も満足するものとすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、原子炉の安全停止に必要な機器等が設置される火災区域又は火災区画の火災感知設備の受信機は、外部電源喪失が発生した場合においても火災の感知が可能となるように、蓄電池を内蔵し70分間（消防法施行規則第24条で要求している蓄電池容量）電源供給が可能容量とすることが示されている。 この蓄電池は、ディーゼル発電機から電力が供給開始されるまでの容量を有し、また、原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備については、非常用電源からの受電も可能とし、蓄電池の容量は、全交流動力電源喪失時に代替電源から給電されるまでの容量も満足するものとすることが示されている。(P139、4-12)</p>

④ 原子炉制御室での監視

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>④中央制御室等で適切に監視できる設計であること。</p>	<p>火災感知設備の受信設備は、原子炉制御室で常時監視できる設計とする方針としているか。</p> <p>① 火災感知設備の受信設備は、原子炉制御室に設置し、常時監視できる設計とすることを確認。</p>	<p>① 火災感知設備の作動状況が中央制御室で監視できることを確認した。 中央制御室に設置する火災受信機盤で、アナログ式の火災感知器、アナログ式でない火災感知器、アナログ式でない防爆型の火災感知器の作動状況を常時監視する設計とすることを確認した。</p>

(2) 消火設備

① 煙の充満による消火困難な区域（原子炉の安全停止）

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(2) 消火設備</p> <p>①原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域または火災区画であって、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置すること。</p> <p>（参考）</p> <p>①-1 手動操作による固定式消火設備を設置する場合は、早期に消火設備の起動が可能となるよう中央制御室から消火設備を起動できるように設計されていること。</p> <p>上記の対策を講じた上で、中央制御室以外の火災区域又は火災区画に消火設備の起動装置を設置することは差し支えない。</p> <p>①-2 自動消火設備にはスプリンクラー設備、水噴霧消火設備及びガス系消火設備（自動起動の場合に限る。）があり、手動操作による固定式消火設備には、ガス系消火設備等がある。中央制御室のように常時人がいる場所には、ハロン 1301 を除きガス系消火設備が設けられていないことを確認すること。</p>	<p>設置が想定される消火設備について、網羅的に整理されているか。</p> <p>① 候補となる消火設備の仕様、特徴、適用箇所等が示されているか。</p> <p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域等を特定し、自動消火設備等を設置する設計方針としているか。</p> <p>① 原子炉の安全停止に必要な機器等が設置される火災区域または火災区画について、火災時に煙の充満等により消火活動が困難となるケーブルが設置された火災区域等を特定していることを確認。</p> <p>② 火災時に煙の充満等により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とすることを確認。</p> <p>③ 手動操作による固定式消火設備を設置する場合、原子炉制御室から消火設備を起動できるように設計することを確認。</p>	<p>① 補足説明資料において、消火設備の種類、特徴について示されている。（資料5）（P5-1～24） また、ハロン消火設備について性能が以下のとおり示されている。 添付資料1 ハロン消火設備（P5-25～27） 添付資料3 ハロン消火設備の動作に伴う機器等への影響（P5-33～34） 添付資料4 ハロン消火設備等の消火能力（P5-35～40）</p> <p>① 屋内の原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域又は火災区画は、基本的に、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるものとして選定し、このうち、原子炉格納容器内のループ室は、放射線の影響も考慮し消火活動が困難場所として選定することを確認した。 補足説明資料において、消火活動が困難となる考え方及び判断フローが示されている。（P5-15）</p> <p>② <u>原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する機器等を設置する火災区域又は火災区画には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する</u>ことを確認した。 具体的に、設置する自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は、消火直後から火災が発生したエリアに立ち入りが可能であり、機器の状態確認、運転操作を行う上で有利なスプリンクラーを基本とすることを確認した。一方、以下の観点から抽出される箇所については、ガス消火設備等を設置する設計とすることを確認した。 ・スプリンクラーによる消火が適さない油タンクを設置している箇所 ・スプリンクラーからの溢水により、安全施設の安全機能が損なわれるおそれのある箇所 ・スプリンクラーの施工が適さない箇所 火災発生時の煙の充満及び放射線の影響のため、消火要員による消火活動が困難である場合は、中央制御室からの手動操作が可能であり、原子炉格納容器全域を水滴で覆うことのできる原子炉格納容器スプレー設備による手動消火を行う設計とすることを確認した。</p> <p>③ ②で確認済み。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難にならない場合には、その技術的根拠を示しているか。</p> <p>① 消火活動が困難とはならないとして上記対策を講じない場合、煙の充満が生じない等の技術的根拠を確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ハッチの開口部等を通じて煙の排出が行われる ・ 可燃物が少なく火災規模が限定される等 <p>② 火災時に煙の充満等により消火活動が困難とはならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備の考え方を確認。</p>	<p>① 消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画とは、火災が発生しても煙が大気に放出され煙の充満するおそれがない屋外の火災区域、可燃物の設置状況等により火災が発生しても煙が充満しない火災区域又は火災区画、運転員が常駐することにより早期の火災感知及び消火活動が可能な火災区域又は火災区画である。</p> <p>(1) 屋外の火災区域 燃料油貯油そうエリア等の以下に示す屋外エリアは、火災が発生しても煙が大気に放出され煙の充満するおそれがないことから、消火活動が困難とならない場所として選定。</p> <p>(a) 燃料油貯油そうエリア (b) 屋外タンクエリア、海水ポンプ室</p> <p>(2) 可燃物の設置状況等により火災が発生しても煙が充満しない火災区域又は火災区画 以下に示す火災区域又は火災区画は、可燃物を少なくすることで火災荷重を低く管理する設計とし、可燃物については金属製の電線管や筐体に収納することにより煙の発生を抑える設計とすることから、消火活動が困難とならない場所として選定。</p> <p>(a) アニュラス (b) 充てん／高圧注入ポンプ配管室 (c) 主蒸気管ヘッド室 (d) 主蒸気主給水配管室 (e) 余熱除去クーラ室 (f) 封水及び非再生クーラ室 (g) 体積制御タンク室</p> <p>(3) 運転員が常駐する火災区域又は火災区画 中央制御室は、常駐する運転員によって、早期の火災感知が可能であり、火災発生時に煙が充満する前に消火可能であることから、消火活動が困難とならない場所として選定。</p> <p>② <u>火災が発生しても煙が大気に放出され充満するおそれがない火災区域又は火災区画、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域又は火災区画、若しくは、運転員が常駐し火災感知器を設置することにより消火活動が可能である火災区域又は火災区画においては、消火器等で消火することを確認した。</u></p> <p>①で選定した火災区域又は火災区画に設置する消火設備を以下のとおり確認した。</p> <p>(1) 燃料油貯油そうエリア 燃料油貯油そうは、乾燥砂で覆われ地下に埋設されているため、火災の規模は小さい。また、油火災であることを考慮し、消火器で消火を行う設計とする。</p> <p>(2) 屋外タンクエリア、海水ポンプ室 屋外タンクエリア、海水ポンプ室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。なお、海水ポンプには、二酸化炭素消火設備を設置する。</p> <p>(3) アニュラス アニュラスは、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ 常時人がいる場所には、ハロン 1301 を除きガス系消火設備を設けないこととしているか。</p>	<p>(4) 充てん／高圧注入ポンプ配管室 充てん／高圧注入ポンプ配管室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(5) 主蒸気管ヘッド室 主蒸気管ヘッド室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(6) 主蒸気主給水配管室 主蒸気主給水配管室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(7) 余熱除去クーラ室 余熱除去クーラ室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(8) 封水及び非再生クーラ室 封水及び非再生クーラ室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(9) 体積制御タンク室 体積制御タンク室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(10) 中央制御室 中央制御室には、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器で消火を行う設計とする。また、中央制御盤内の火災については、電気機器への影響がない二酸化炭素消火器で消火を行う設計とする。</p> <p>補足説明資料において、消火活動が困難でないエリアとして火災荷重が低いことなどを理由としていることが示されている。(P146、147、P5-16～18)</p> <p>③ 補足説明資料において、人体への影響はないハロン 1301 を採用することが示されている。(P5-33、34)</p>

② 煙の充満による消火困難な区域（放射性物質貯蔵施設）

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>②放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域であって、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火</p>	<p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域等を特定し、自動消火設備等を設置する設計方針としているか。</p> <p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難にならないとして、上記対策を講じない場合には、その技術</p>	

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置すること。</p>	<p>的根拠を示しているか。（「①煙の充満による消火困難な区域（原子炉の安全停止）」と同様。）</p> <p>① 放射性物質貯蔵等の機器等が設置される火災区域または火災区画について、火災時に煙の充満等により消火活動が困難となるケーブルが設置された火災区域等を特定していることを確認。</p> <p>② 火災時に煙の充満等により消火活動が困難となるところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とすることを確認。</p> <p>③ 手動操作による固定式消火設備を設置する場合、原子炉制御室から消火設備を起動できるように設計することを確認。</p>	<p>① 放射性物質を貯蔵する機器等を設置する火災区域は、基本的に、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となるものとして選定することを確認した。</p> <p>② <u>放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域には、火災時の煙の充満及び放射線の影響により消火活動が困難となる場合、中央制御室からの手動操作又は自動起動の消火設備により消火する</u>ことを確認した。</p> <p>③ ②で確認済み。</p>
	<p>火災時に煙の充満等により消火活動が困難にならない場合には、その技術的根拠を示しているか。</p> <p>① 消火活動が困難とはならないとして上記対策を講じない場合、煙の充満が生じない等の技術的根拠を確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ハッチの開口部等を通じて煙の排出が行われる ・ 可燃物が少なく火災規模が限定される等 	<p>① 放射性物質を貯蔵する機器等を設置する火災区域のうち、以下の火災区域は、消火活動が困難とならない場所として選定することを確認した。</p> <p>(1) 液体廃棄物処理設備エリア 液体廃棄物処理設備を設置するエリアは、火災が発生し液体放射性物質が流出しても可燃物とはならず床ドレンに回収される。設置している機器は、ケーブル、タンク、伝送器、レベルスイッチ、中継箱、弁であり、室内の可燃物を少なくする設計とする。可燃物については金属製の電線管や筐体に収納することにより煙の発生を抑える設計とし、可燃物を少なくすることで火災荷重を低く管理することから、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> <p>(2) 使用済燃料ピット及び新燃料貯蔵庫エリア 使用済燃料ピットの側面と底面は金属に覆われており、ピット内は水で満たされ、使用済燃料は火災の影響を受けないこと、また、新燃料貯蔵庫は、側面と底面が金属とコンクリートに覆われており可燃物を置かない設計とすることから、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> <p>(3) ガス減衰タンクエリア ガス減衰タンクエリアに設置している機器は、ケーブル、タンクであり、室内の可燃物を少なくする設計とする。可燃物については金属製の電線管や筐体に収納することにより煙の発生を抑える設計とし、可燃物を少なくすることで火災荷重を低く管理することから、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> <p>(4) 蒸気発生器保管庫 蒸気発生器保管庫は、可燃物を少なくすることで煙の発生を抑える設計とすることから、消火活動が困</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>② 火災時に煙の充満等により消火活動が困難とはならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備の考え方を確認。</p> <p>③ 常時人がいる場所には、ハロン 1301 を除きガス系消火設備を設けないこととしているか。</p>	<p>難とならない場所として選定する。</p> <p>(5) B 固体廃棄物貯蔵庫 B 固体廃棄物貯蔵庫は、可燃物を少なくすることで煙の発生を抑える設計とすることから、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> <p>(6) 外部遮蔽壁保管庫 外部遮蔽壁保管庫は、可燃物を少なくすることで煙の発生を抑える設計とすることから、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> <p>(7) 廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクエリア 廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクエリアは、放射線の影響により立入りが困難であるが、タンクは金属製であること、タンク内に貯蔵する樹脂は水に浸かっており、廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクエリアは、可燃物を置かず発火源がない設計とすることから、火災が発生するおそれがないため、消火活動が困難とならない場所として選定する。</p> <p>② <u>可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域においては、消火器等で消火する</u>ことを確認した。 ①で選定した火災区域又は火災区画に設置する消火設備を以下のとおり確認した。</p> <p>(1) 液体廃棄物処理設備エリア 液体廃棄物処理設備を設置するエリアは、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(2) 使用済燃料ピット及び新燃料貯蔵庫エリア 使用済燃料ピット及び新燃料貯蔵庫エリアは、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(3) ガス減衰タンクエリア ガス減衰タンクエリアは、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(4) 蒸気発生器保管庫 蒸気発生器保管庫は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(5) B 固体廃棄物貯蔵庫 B 固体廃棄物貯蔵庫は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>(6) 外部遮蔽壁保管庫 外部遮蔽壁保管庫は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓で消火を行う設計とする。</p> <p>③ 補足説明資料において、人体への影響はないハロン 1301 を採用することが示されている。(P5-33,34)</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>④ 消火設備を設置しない場合は、可燃物がないなどの技術的根拠を確認。</p>	<p>④ 廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクエリアに消火設備を設置しないとしていることについては、発火源がなく可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させないとしていることを確認した。</p> <p>廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクは、金属製であること、タンク内に貯蔵する樹脂は水に浸っており、廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクエリアは、可燃物を置かず、発火源がない設計とすることから、火災が発生するおそれがない。</p> <p>したがって、廃樹脂タンク、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂供給タンクエリアは、消火設備を設置しない設計とすることを確認した。</p>

③ 消火用水供給系の多重性又は多様性の考慮

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>③消火用水供給系の水源及び消火ポンプ系は、多重性又は多様性を備えた設計であること。</p>	<p>消火用水供給系の水源及び消火ポンプ系は、多重性又は多様性を確保する設計方針としているか。</p> <p>① 消火用水供給系の水源及び消火ポンプ系の多重性、多様性について、系統概要図等により確認。その際、電源等のサポート系を含めて確認。</p> <p>② 消防法施行規則等に基づく設備仕様（水源や消火ポンプの容量など）の設定根拠を確認。</p> <p>③ 水源等について、号機間で共用を行う場合には、その影響を考慮し十分な水量を確保することを確認。</p>	<p>① 原子炉格納容器スプレイ設備は、淡水タンク 2 基、これらが使用できない場合には燃料取替用水タンク 1 基を水源とすることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備のポンプは、内部スプレポンプ 4 台を設置し系統の多重性を有する設計とすることを確認した。</p> <p>消火用水供給系（火災区域又は火災区画以外エリアも含む）の水源及び消火ポンプ系については以下のとおり確認した。</p> <p>消火用水供給系の水源は、淡水タンクを 2 基設置し、多重性を有する設計とする。消火用水供給系の消火ポンプは、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプを 2 台ずつ設置し、多様性を有する設計とする。また、地震等により淡水タンクが使用できない場合に備え、4 基の消火水バックアップタンク、2 台の消火水バックアップポンプを設置し、多重性を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備は、地震等により淡水タンクが使用できない場合に備え、4 台の多重性を有する内部スプレポンプ、1 基の燃料取替用水タンクを設置する設計とする。なお、燃料取替用水タンクは、原子炉格納容器スプレイ設備により消火を行う時間が 24 時間以内であることから、単一故障を想定しない設計とする。</p> <p>② 補足説明資料において、消防法施行令に基づき設備が設計されることが示されている。(P151)</p> <p>③ 号機間で共用しない。</p>

④ 系統分離に応じた独立性の考慮

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

⑤ 二次的影響の考慮

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑤消火設備は、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線、爆発等による二次的影響が安全機能を有する構築物、系統及び機器に悪影響を及ぼさないように設置すること。</p>	<p>消火設備は、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線、爆発等による二次的影響が安全機能を有する機器等に悪影響を及ぼさないように設置する方針としているか。</p> <p>① 消火設備は、煙、流出流体、断線、爆発等による二次的影響が安全機能を有する機器等に悪影響を及ぼさないように設置することを確認</p> <p>② 消火設備のポンベや制御盤等は、消火対象となる火災区域等とは別のエリアに設置するなどの措置により、火災の影響を受けない設計とすることを確認。</p> <p>③ 消火設備のポンベは、安全弁により過圧を防止し破損や爆発が発生しない設計とすることを確認。</p>	<p>煙等による二次的影響が、火災が発生していない安全機能を有する構築物、系統及び機器に及ばない設計とすることを確認した。</p> <p>① スプリンクラーは、温度が上昇している箇所のみ放水する閉鎖型ヘッドを採用することで、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない安全機能を有する構築物、系統及び機器に及ばない設計とすることを確認した。</p> <p>ハロン消火設備、二酸化炭素消火設備は、電気絶縁性の高いガスを採用することで、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない安全機能を有する構築物、系統及び機器に及ばない設計とすることを確認した。</p> <p>② 消火設備のガスポンベ及び制御盤は、消防法施行規則第十九条、第二十条に基づき、消火対象空間には設置せず、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ポンベに接続する安全弁等によりポンベの過圧を防止する設計とすることを確認した。</p> <p>ケーブルトレイ消火設備、エアロゾル消火設備は、電気絶縁性が高い消火剤を採用するとともに、ケーブルトレイ内又は電気盤内に消火剤をとどめることで、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない安全機能を有する構築物、系統及び機器に及ばない設計とすることを確認した。</p> <p>放射性廃棄物を貯蔵、処理する施設に使用する水噴霧消火設備は、放射性廃棄物の閉じ込め機能に影響を及ぼさない水を消火剤とすることで、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響が、火災が発生していない安全機能を有する構築物、系統及び機器に及ばない設計とすることを確認した。</p> <p>③ 消火設備のガスポンベは、消防法施行規則第十九条、第二十条に基づき、消火対象空間には設置せず、火災による熱の影響を受けても破損及び爆発が発生しないよう、ポンベに接続する安全弁等によりポンベの過圧を防止する設計とすることを確認した。</p>

⑥ 想定火災の性質に応じた消火剤の容量

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑥可燃性物質の性状を踏まえ、想定される火災の性質に応じた十分な容量の消火剤を備えること。</p>	<p>可燃性物質の性状を踏まえ、想定される火災の性質に応じた十分な容量の消火剤を備える設計方針としているか。</p> <p>① 火災区域/区画毎に、消防法施行規則等に基づき可燃性物質の性状により消火剤の容量を設定することを確認。</p>	<p>① 消火設備に必要な消火剤の容量について、水噴霧消火設備は消防法施行規則第十六条、二酸化炭素消火設備は、消防法施行規則第十九条、ハロン消火設備は、消防法施行規則第二十条に基づき設計とすることを確認した。また、ケーブルトレイ消火設備は、実証試験により消火性能が確認された消火剤濃度以上となる容量以上を確保するよう設計とすることを確認した。エアロゾル消火設備は、UL2775(Fixed Condensed Aerosol Extinguishing System Units) で要求された消火剤濃度以上となる容量以上を確保するよう設計とすることを確認した。</p>

⑦ 移動式消火設備の配備

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑦移動式消火設備を配備すること。</p> <p>（参考）</p> <p>移動式消火設備については、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）第83条第5号」を踏まえて設置されていること。</p>	<p>移動式消火設備を配備する方針としているか。</p> <p>① 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則を踏まえ、恒設の消火設備に不具合が発生した場合の代替として多様性の確保の観点から移動式消火設備を配備する方針とすることを確認。</p> <p>（例）</p> <p>化学消防車、小型動力ポンプ付き水槽車など</p>	<p>① 移動式消火設備は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第八十三条の五に基づき、消火ホース等の資機材を備え付けている化学消防自動車（1号、2号、3号及び4号炉共用）を1台配備する設計とすることを確認した。また、化学消防自動車点検又は故障の場合に備え、小型動力ポンプ付水槽車（1号、2号、3号及び4号炉共用）を1台配備する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、移動式消火設備を配備することが示されている。（P150）</p>

⑧ 消火用水の最大放水量の確保

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑧消火剤に水を使用する消火設備は、2時間の最大放水量を確保できる設計であること。</p> <p>（参考）</p> <p>消火設備のための必要水量は、要求される放水時間及び必要圧力での最大流量を基に設計されていること。この最大流量は、要求される固定式消火設備及び手動消火設備の最大流量を合計したものであること。</p> <p>なお、最大放水量の継続時間としての2時間は、米国原子力規制委員会（NRC）が定めるRegulatoryGuide1.189で規定されている値である。上記の条件で設定された防火水槽の必要容量は、RegulatoryGuide1.189では1,136,000リットル（1,136m³）以上としている。</p> <p>※「2時間」の根拠については、米国消防関係（NFPA）の基準や日本の消防関連の基準（耐火建物の耐火時間など）でも一般的に2時間とされている。</p>	<p>消火剤に水を使用する消火設備は、2時間の最大放水量を確保できる設計としているか。</p> <p>① 消火剤に水を使用する場合、必要水量は、要求される放水時間（2時間）及び必要圧力での最大流量を基に手動消火設備及び固定式消火設備（スプリンクラー）の最大流量を合計し、水噴霧消火設備屋内消火栓、屋外消火栓等の消火設備毎に、消防法施行規則等に基づき消火水の容量の算出していることを確認。</p>	<p>① 消火用水供給系の水源である淡水タンク、地震等により淡水タンクが使用できない場合に使用する消火水バックアップタンクは、スプリンクラーの最大放水量で、消火を2時間継続した場合の水量（260m³）を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>水消火設備に必要な消火水の容量について、水噴霧消火設備は、消防法施行規則第十六条（水噴霧消火設備に関する基準）、屋内消火栓は、消防法施行令第十一条（屋内消火栓設備に関する基準）、屋外消火栓は消防法施行令第十九条（屋外消火栓設備に関する基準）に基づき設計することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、消火用水の容量が示されている。（P151）また、消火用水系統図が示されている。（P5-88）</p>

⑨ 水消火設備への優先供給保

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑨消火用水供給系をサービス系または水道水系と共用する場合には、隔離弁等を設置して遮断する等の措置により、消火用水の供給を優先する設計であること。</p>	<p>消火用水供給系をサービス系等と共用する場合には、消火用水の供給を優先する設計方針としているか。</p> <p>① 消火用水供給系をサービス系または水道水系と共用する場合には、隔離弁等を設置して遮断する等の措置により、消火用水の供給を優先する設計とすることを確認。</p>	<p>① 所内用水系と共用する場合には、隔離弁を設置して遮断する措置により、消火用水系の供給を優先する設計とすることを確認した。</p> <p>消火用水供給系は、所内用水系と共用しない運用により、消火を優先する設計とすることを確認した。具体的には、水源である淡水タンクには、「⑧消火用水の最大放水量の確保」の最大放水量（260m3）に対して十分な容量（1,600m3以上）を確保する運用により、消火を優先する設計とすることを確認した。</p>

⑩ 消火設備の故障警報

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

⑪ 消火設備の電源

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑪消火設備は、外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保する設計であること。</p>	<p>外部電源喪失時にも機能を失わないよう、電源を確保する設計方針としているか。</p> <p>① 外部電源喪失時においても機能を失わないよう、非常用電源からの受電を可能とするとともに、専用の蓄電池（非常用蓄電池（設置許可基準規則第14条対応）等）を設置し、電源を確保する設計とすることを確認。</p> <p>② ①の専用の蓄電池の容量については、外部電源喪失時から非常用電源から電力が供給されるまでの間、機能が維持できるよう十分な容量を確保することを確認。</p> <p>（例）</p>	<p>① 作動に電源が必要な消火設備は、外部電源喪失時においても消火が可能となるように、蓄電池を有したものとすることを確認した。</p> <p>ただし、消火水バックアップポンプ及び原子炉格納容器スプレイ設備は、外部電源喪失時においても消火が可能となるように、非常用電源から受電する設計とすることを確認した。</p> <p>動作に電源が必要な消火設備は、外部電源喪失時にも設備の動作に必要な電源が蓄電池により確保される設計とすることを確認した。ただし、消火水バックアップポンプ及び原子炉格納容器スプレイ設備は、非常用電源から受電することで、外部電源喪失時においても機能を失わない設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、動作に電源が必要な消火設備は、外部電源喪失時にも設備の動作に必要な電源が蓄電池により確保される設計とする。ただし、消火水バックアップポンプ及び原子炉格納容器スプレイ設備は、非常用電源から受電することで、外部電源喪失時においても機能を失わない設計とすることが示されている。（P152、5-5～12）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<ul style="list-style-type: none"> 蓄電池の容量（給電時間）及び設定根拠を示すこと。（消防法施行規則では70分間の電源供給を要求している。） 	

⑫ 消火栓の配置

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑫消火栓は、全ての火災区域の消火活動に対処できるように配置すること。</p>	<p>消火栓は、全ての火災区域の消火活動に対処できるように配置する設計方針としているか。</p> <p>① 消防法施行令に準拠し、消火栓から一定の範囲での消火活動を考慮して消火栓を配置していることを確認。</p>	<p>① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火栓は、消防法施行令第十一条（屋内消火栓設備に関する基準）及び第十九条（屋外消火栓設備に関する基準）に準拠し、屋内は消火栓から半径25mの範囲、屋外は消火栓から半径40mの範囲における消火活動を考慮した設計とすることを確認した。</p>

⑬ 固定式ガス消火設備の退出警報

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑬固定式のガス系消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を吹鳴させる設計であること。</p>	<p>固定式のガス系消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を吹鳴させる設計方針としているか。</p> <p>① ガス系の消火設備を用いる場合、消防法に基づき、音響警報の吹鳴後、放出までに退出時間が確保できるよう遅延装置を設置することを確認。</p> <p>② 入室中に消火設備が自動起動しないよう入室管理を行うことが示されているか。 （例） 鍵管理や入室時の手動・自動スイッチの切替えなど</p>	<p>① 固定式ガス消火設備として設置する二酸化炭素消火設備、ハロン消火設備は、動作前に職員等の退出ができるように警報を発する設計とすることを確認した。 なお、ケーブルトレイ消火設備の消火剤には毒性がなく、消火時に生成されるフッ化水素は鉄板等を設置したケーブルトレイ内にとどまり、トレイ外に有意な影響を及ぼさないため、ケーブルトレイ消火設備には退出警報を設置しないことを確認した。また、エアロゾル消火設備の消火剤には毒性がなく、消火時に有毒な気体を発生せず、電気盤外に有意な影響を及ぼさないため、エアロゾル消火設備には退出警報を設置しないことを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、ディーゼル発電機の二酸化炭素消火設備は、作業者が入室中に作動しない運用であることが示されている（P5-54～57）</p>

⑭ 管理区域内からの放出消火剤の流出防止

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

⑮ 消火用の照明器具

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑮電源を内蔵した消火設備の操作等に必要な照明器具を、必要な火災区域及びその出入通路に設置すること。</p>	<p>消火設備の操作等に必要な照明器具は、電源を内蔵し必要な火災区域及びその出入通路に設置する方針としているか。</p> <p>① 消火栓や消火設備の現場盤等の操作等が必要となる設置場所や設置場所への経路等に照明器具が必要な範囲を網羅的に抽出されているか。</p> <p>② 照明器具の蓄電池等の容量について、現場への移動時間や消火活動に要する時間を考慮して設定することを確認。</p>	<p>① 補足説明資料において、建屋内の火災区域又は火災区画の消火栓、消火設備現場盤、出入通路には、蓄電池を内蔵する照明を設置することが示されている（P152、5-22）。</p> <p>② 建屋内の消火栓、消火設備現場盤の設置場所及び設置場所への経路には、移動及び消火設備の操作を行うため、蓄電池を内蔵する照明を設置する設計とすることを確認した。原子炉の安全停止に必要な機器等を設置している火災区域又は火災区画の消火栓、消火設備現場盤、出入経路の照明の蓄電池は、ディーゼル発電機から給電できる設計とし、ディーゼル発電機から給電されるまでの容量を有するものとすることを確認した。</p>

2. 2. 2. 自然現象

(1) 凍結防止対策

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2.2.2 火災感知設備及び消火設備は、以下の各号に示すように、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持される設計であること。</p> <p>(1)凍結するおそれがある消火設備は、凍結防止対策を講じた設計であること。</p>	<p>使用する環境条件が網羅的に抽出されているか。</p> <p>① 設置許可基準規則第6条に基づき想定される外部事象を踏まえ、感知設備及び消火設備が考慮すべき環境条件を選定していることが示されているか。</p>	<p>① 補足説明資料において、発電用原子炉施設に想定される自然現象は、落雷、地震、津波、火山の影響、森林火災、竜巻、風（台風）、凍結、降水、積雪、生物学的事象、地すべり、洪水及び高潮が想定される。火災感知設備がこれらの自然現象の影響により、機能、性能を阻害された場合には、基本的には設備の予備等を用いて早期の取替え復旧を行うこととするが、必要に応じて火災監視員の配置や、代替消火設備の配備等を行い、必要な機能を維持することが示されている。これらの自然現象のうち、感知設備及び消火設備が考慮すべき環境条件として凍結、風水害及び地震を選定し対策を講じることが示されている。(P153～155)</p>
	<p>凍結するおそれがある消火設備及び火災感知器は、凍結防止対策を講じた設計としているか。</p> <p>① 設備を構成する水源、配管、ポンプ、消火栓等を含む、火災感知器及び消火設備の全体について、設計上考慮する外気温度の設定根拠を確認した上で、凍結防止対策を講じていることを確認。</p> <p>② 設備対応を行う場合、その技術的な内容を確認。 （例）不凍式消火栓の設置、ヒーターの設置、低温で使用可能な火災感知設備の設置</p> <p>③ 運用により担保する場合、規程化の宣言含む運用の方針を確認。 （例） 外気温度を監視し、一定温度に低下した場合には、消火栓及び消火配管のブロー弁を微開にする</p>	<p>① 外気温度が0℃まで低下した場合、凍結を防止するために、屋外の消火栓を微開し通水する運用とする設計とする。また、屋外の火災感知設備は-10℃の環境下でも使用可能なものとすることを確認した。外気温度が約0℃まで低下した場合は、屋外の消火設備の凍結を防止するために屋外消火栓を微開し通水する運用とする。また、屋外に設置する火災感知設備については、外気温度が-10℃まで低下しても使用可能な火災感知器を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>② 設備対応は行わない。</p> <p>③ 屋外消火配管の凍結防止対策の対応として、外気温度が約0℃まで低下した場合は、屋外消火栓を微開し通水する手順を整備し、的確に操作を行うことを確認した。</p>

(2) 風水害対策

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(2)風水害に対して消火設備の性能が著しく阻害されない設計であること。</p> <p>(参考)</p>	<p>配置等の考慮により、風水害に対して消火設備の性能が著しく阻害されない設計としているか。</p> <p>① 消火設備を構成するポンプ等の機器が水没等で機能しなくなることはないよう、配置を考慮する</p>	<p>① 屋外における消火設備の制御盤、ポンプ等には浸水防止対策を講じることを確認した。具体的には、ディーゼル消火ポンプ、電動消火ポンプ、消火水バックアップポンプ、スプリンクラー等の消火設備は、風水害により性能が阻害されないよう、流れ込む水の影響を受けにくい屋内に設置する設計とすることを確認した。海水ポンプの二酸化炭素消火設備のように、屋外に消火設備の制御盤、ポンプ等を設置する場合にも、風水害により性能が阻害されないよう、制御盤、ポンプ等の浸水防止対策</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(2) 消火設備を構成するポンプ等の機器が水没等で機能しなくなることをないよう、設計に当たっては配置が考慮されていること。</p>	<p>ことを確認。 （例）影響を受けにくい屋内に配置する。防水処置を講じた筐体内に格納し架台上に配置する。</p> <p>② 屋外の火災感知器等、性能の維持が困難な場合には、風水害を受けた場合、予備品により早期の取替を行う等の措置を講じる方針とすることを確認。</p>	<p>を講じる設計とすることを確認した。屋外の火災感知設備は、火災感知器の予備を保有し、風水害の影響を受けた場合にも、早期に取替えを行うことにより性能を復旧する設計とすることを確認した。</p> <p>② また、屋外の火災感知設備は、風水害によって流れ込む水などに対しても、早期に取替えを行うことにより当該機器の機能及び性能の維持ができる運用とすることを確認した。</p>

(3) 地震対策

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(3) 消火配管は、地震時における地盤変位対策を考慮した設計であること。</p> <p>（参考） 火災防護対象機器等が設置される火災区画には、耐震B・Cクラスの機器が設置されている場合が考えられる。これらの機器が基準地震動により損傷しSクラス機器である原子炉の火災防護対象機器の機能を失わせることがないことが要求されることであるが、その際、耐震B・Cクラス機器に基準地震動による損傷に伴う火災が発生した場合においても、火災防護対象機器等の機能が維持されることについて確認されていなければならない。</p>	<p>消火配管は、地震時における地盤変位対策を考慮した設計としているか。</p> <p>① 地盤変位対策として、屋外の消火配管については、建屋接続部でのフレキシブル配管等可動性のある配管の採用、地上化又はトレンチ内に設置する等の対策を講じる設計とすることを確認。</p> <p>火災感知設備及び消火設備の耐震クラスを適切に設定しているか。</p> <p>① 火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する機器等の耐震クラスに応じて設置することを確認。</p> <p>② 耐震B、Cクラスの機器が基準地震動により火災が発生した場合、当該機器によりSクラス機器である火災防護対象機器の安全機能が損なうことがないことを確認。</p>	<p>① 地盤変位による影響を直接受けないように消火配管の建屋接続部に溶接継手を採用する。消火配管を地上又はトレンチ内に設置する。消火配管接続口を建屋の外部に設置することを確認した。 また、建屋外部から建屋内部の消火栓に給水することが可能な給水接続口を建屋に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、地盤変位対策として、建屋接続部には機械式継手ではなく溶接継手を採用し、地盤変位の影響を直接受けないように、地上化又はトレンチ内に設置する設計とすること、また、安全機能を有する建屋外部から建屋内部の消火栓に給水することが可能な給水接続口を建屋に設置する設計とすることが示されている。また、給水接続口を制御建屋等に設置することが示されている。(P5-13、5-31)</p> <p>① 火災感知設備及び消火設備を、安全機能を有する機器等の耐震クラスに応じて火災区域及び火災区画に設置することを確認した。 補足説明資料において、消火設備の具体的な耐震性について示されている。(P5-28～32)</p> <p>② 耐震B、Cクラス機器に基準地震動による損傷に伴う火災が発生した場合においても火災防護対象機器等の機能及び性能が損なわれないものとすることを確認した。</p>

2. 2. 3. 消火設備の誤作動又は誤動作

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

2. 3. 火災の影響軽減に係る設計方針

2. 3. 1. 火災の影響軽減対策

(1) 耐火壁等による分離（原子炉の安定停止機能）

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2.3 火災の影響軽減</p> <p>2.3.1 安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対し、以下の各号に掲げる火災の影響軽減のための対策を講じた設計であること。</p> <p>(1) 原子炉の高温停止及び低温停止に係わる安全機能を有する構物、系統及び機器を設置する火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離すること。</p> <p>(参考)</p> <p>(1) 耐火壁の設計の妥当性が、火災耐久試験によって確認されていること。</p>	<p>原子炉の安全停止に係わる安全機能を有する機器等を設置する火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離する設計方針としているか。</p> <p>① 耐火壁は、火災耐久試験により3時間以上の耐火能力（耐火に必要なコンクリート壁厚）を有することを確認していることを確認。</p> <p>② 耐火壁以外に貫通部シール、防火扉、防火ダンパ等を使用する場合は、同様に火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認していることを確認。</p> <p>③ 火災区域の目皿は、他の火災区域（区画）からの煙の流入防止を図る設計とすることを確認。</p>	<p>① 原子炉を安全に停止するための安全機能を有する機器等を設置している屋内の火災区域は、3時間以上の耐火能力を有する壁、貫通部シール、防火扉及び防火ダンパで分離していることを確認した。</p> <p>② ①にて確認済み。</p> <p>③ 補足説明資料において、排水用の目皿に対して煙流入防止する措置を行うこと概要図とともに示されている。(P6-61)</p>

(2) 系統分離（原子炉の安定停止機能）

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(2) 原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために、火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計であること。具体的には、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルが次に掲げるいずれかの要件を満たしていること。</p> <p>a. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で</p>	<p>(1) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの抽出</p> <p>① 原子炉の安全停止に係わる安全機能を有する機器等から、火災による機能喪失又は誤動作により、原子炉の安全停止を阻害する可能性のある機器等を火災防護対象機器（駆動又は制御するケーブル（電気盤や制御盤を含む）を含む）として抽出することを確認。</p> <p>(2) 影響軽減対策</p> <p>火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、その相互の系統分離及びこれらに関連する非安</p>	<p>① 原子炉施設において火災が発生した場合に、その機能の喪失により原子炉を安全に停止することを阻害するおそれがある機器（以下「火災防護対象機器」という。）及び火災防護対象機器を駆動若しくは制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。これらを総称して「火災防護対象機器等」とする。）を抽出することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子炉の安全停止に必要な機器から選定する考え方が示されている (P6-1,2)</p> <p>① 原子炉施設において火災が発生した場合に、その機能の喪失により原子炉を安全に停止することを阻害するおそれがある機器（以下「火災防護対象機器」という。）及び火災防護対象機器を駆動若しくは制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。これらを総称して「火災防護対象機器等」とす</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>分離されていること。</p> <p>b. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間の水平距離が6m以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。この場合、水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。</p> <p>c. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。</p> <p>（参考） (2)-1 隔壁等の設計の妥当性が、火災耐久試験によって確認されていること。 (2)-2 系統分離を b.（6m 離隔＋火災感知・自動消火）または c.（1 時間の耐火能力を有する隔壁等＋火災感知・自動消火）に示す方法により行う場合には、各々の方法により得られる火災防護上の効果が、a.（3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等）に示す方法によって得られる効果と同等であることが示されていること。</p>	<p>全系のケーブルとの系統分離を行うために、火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計方針としているか。</p> <p>① 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルの系統分離策については、次に掲げるいずれかの要件を満たすことを確認。</p> <p>a. 「3時間耐火隔壁等」による分離</p> <p>b. 「水平距離6m以上＋火災感知設備＋自動消火設備」による系統分離</p> <p>c. 「1時間耐火隔壁等＋火災感知設備＋自動消火設備」による系統分離</p>	<p>る。)を防護するため、同機器等の相互の系統分離及びこれらに関連する火災防護対象ケーブル以外のケーブルとの系統分離を行うとしている。</p> <p>火災が発生しても、原子炉を安全停止するためには、プロセスを監視しながら原子炉を停止し、冷却を行うことが必要であり、このためには、原子炉を安全停止するために必要な機能を確保するための手段（以下「成功パス」という。）を、手動操作に期待してでも、少なくとも1つ確保するよう系統分離対策を講じる必要があることを確認した。</p> <p>系統分離に当たっては、火災区画内及び隣接火災区画間の延焼を防止するため、以下のいずれかに該当する設計とされていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、火災区域又は火災区域毎における影響軽減対策が示されている。(P6-3、6-124～158)</p> <p>1. 3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等による系統分離</p> <p>互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁等により分離された火災区域又は火災区画に設置する。</p> <p>2. 水平距離 6m 以上の離隔等による系統分離</p> <p>互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、互いの系統間の水平距離を 6m 以上とし、その間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かないこと、かつ、当該火災区域又は火災区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。</p> <p>3. 1 時間の耐火能力を有する隔壁等による系統分離</p> <p>互いに異なる系統の火災防護対象機器等は、1 時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、当該火災区域又は火災区画内に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。</p> <p>補足説明資料において、系統分離のための耐火隔壁について耐火能力及び施工方針が示されている。(6-62～123)</p>
	<p>(3) 耐火隔壁等</p> <p>① 火災防護対象機器等が設置される環境条件を想定した火災耐久試験により確認されている耐火壁を採用すること確認。</p> <p>② ①の施工方法が妥当であることを、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参照し、高温ガス、火炎・プルーム、輻射の観点から火災の影響を評価し、系統間で火災の影響が及ばないことが示されているか。</p>	<p>① 原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する屋内の火災区域は、3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3 時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である 150mm 以上の壁厚を有するコンクリート壁又は火災耐久試験により 3 時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁（貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）によって、他の火災区域から分離する設計とすることを確認した。</p> <p>なお、火災区域の目皿には、他の火災区域又は火災区画からの煙の流入防止を目的として、煙等流入防止装置を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、3 時間耐火壁及び隔壁等の耐久試験について示されている。また、コンクリート壁の耐火性を示す海外規格として、米国の NFPA ハンドブックがあり、3 時間耐火に必要な壁の厚さは約 140～150mm 程度と読み取れることが示されている (P6-48～60)</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ 耐火被覆や断熱材等を使用する場合、損傷、脱落や経年劣化の観点から、耐久性が評価されているか。 （例） 耐火隔壁等には、遮熱性や遮炎性に加え、非損傷性も要求され、例えばシリカクロスでは使用範囲は限定される。</p> <p>④ ケーブルトレイを耐火隔壁等で被覆することにより、放熱が阻害されケーブルの安全機能の低下や被覆されたケーブルトレイ内の火災時に消火ができない等の影響を確認。</p>	<p>③ 補足説明資料において、発泡性耐火被覆及び耐火ボンドは、経年的に性能が変化するものではないが、主な組成が樹脂系の成分であるため、高温による樹脂の熱分解が考えられる。このため、高温環境下において耐火被覆及び耐火ボンドの各々の性能に有意な影響を及ぼさないことを確認していることが示されている。（P6-107～121）</p> <p>④ 耐火隔壁等で被覆する箇所ない。</p>
	<p>（4）上記の要件の適用が困難な火災区域/火災区画系統分離設計を行うことを前提に、実証試験、要員による確実な早期消火等の対応策を総合的に勘案した上で、同等の効果が得られているか。</p> <p>（例）系統分離が困難な原子炉制御室における制御盤内の火災影響軽減対策の確認</p> <p>（6m離隔）</p> <p>① 原子炉制御盤内の操作スイッチ及びケーブルに対して、近接する他の構成部品に影響がないよう分離対策（離隔距離の確保、金属バリアの設置、難燃性電線の採用など）により火災が伝播し難い構造とすることを確認。 デジタル化された原子炉制御盤についても同様に、盤内の近接する他の構成部品に影響がないよう分離対策（離隔距離の確保、金属バリアの設置、難燃性電線の採用など）により火災が伝播し難い構造とすることを確認。</p>	<p>原子炉制御室における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、複数の運転員が常駐していることを踏まえ、下記①から⑤の対策を講じることにより、火災の発生防止対策、火災による他系統への延焼を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じること、中央制御盤安全系VDU盤の一つの区画で火災が発生し、当該区画の安全機能が全て喪失した場合であっても、原子炉を安全に停止することができるとしていることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。</p> <p>中央制御室中央制御盤内で発生が想定される火災に対して、運転員の操作性及び視認性向上を目的として機器等を近接して設置することから、上記の系統分離対策を講じることができないものの、以下のとおり対策を講じていることを確認した。</p> <p>① 中央制御盤のうち、安全系 VDU 盤は相違する2つの系列を操作する機能を有し、運転員の操作性等の観点から隣接して2区画設置されているが、一方の安全系 VDU 盤で火災が発生した場合であっても、もう一方の安全系 VDU 盤に影響がないよう1時間の耐火能力を有する障壁により分離すること。また、当該盤内の近接する他の構成部品に影響がないことを実証試験により確認すること。ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲への火災を与えないテフロン電線及び難燃ケーブルを使用すること。</p> <p>安全系 VDU 盤の画面表示装置（VDU）及びケーブル等は、火災を発生させて近接する他の構成部品に火災の影響がないことを確認した実証試験の結果に基づき、以下に示す分離対策を講じる設計とすることを確認した。</p> <p>(1) 画面表示装置（VDU）は、相違する系列の画面表示装置（VDU）間 15mm 以上の離隔距離および厚さ 4.5mm の金属バリアにより離隔する。光交換ユニットは、相違する系列の光交換ユニット間 300mm 以上の離隔距離および厚さ 4.5mm の金属バリアにより離隔する。電源装置は、相違する系列の電源装置間 200mm 以上の離隔距離を確保する。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（火災感知設備）</p> <p>② 自動消火設備を設置しない場合、火災感知が遅れるおそれがあるため、より高感度の火災感知が可能な設計とすることを確認。</p> <p>デジタル化された原子炉制御盤において、高感度の火災感知が可能な設計としない場合には、早期に火災感知できるとする考え方を確認。</p> <p>（消火設備）</p> <p>③ 消火活動に必要な消火設備を配備する方針とすることを確認。</p> <p>④ 常駐する運転員による消火活動の手順を定め、訓練を実施する方針とすることを確認。</p>	<p>補足説明資料において、安全系 VDU 盤は画面表示装置（VDU）、光変換ユニット等の構成部品に単一の火災を想定しても、近接する他構成部品に影響が波及しないことを確認した実証試験が示されている。（P6-11、24～27）</p> <p>(2) 盤内配線は、相違する系列の端子台間 5mm 以上、相違する系列のテフロン電線間 5mm 以上の離隔距離を確保する。</p> <p>(3) 相違する系列間を分離するための配線用バリアとしては、金属バリアによる離隔又は離隔距離 25mm を確保した盤内配線ダクトとする。</p> <p>(4) ケーブルは、当該ケーブルに火災が発生しても延焼せず、また、周囲へ火災の影響を与えないテフロン電線及び難燃ケーブルを使用する。</p> <p>(5) 2 個隣接する安全系 VDU 盤それぞれの区画を成功パスとし、安全系 VDU 盤の筐体間を 1 時間の耐火能力を有する隔壁により分離する。</p> <p>補足説明資料において、安全系 VDU 盤内の構成部品と実証試験の結果及び安全系 VDU 盤間に設置する 1 時間の耐火性能を有する障壁による分離について示されている。（P6-16、117～121）</p> <p>② 中央制御室に設置する異なる種類の火災感知器とは別に、直ちに煙を検知できる火災感知器を安全系 VDU 盤内に設置することを確認した。</p> <p>安全系 VDU 盤は容積が小さく、盤内の構成部品がごく僅かに燃焼した状態でも煙感知器により早期の火災感知が可能である。なお、念のため、安全系 VDU 盤に隣接する盤内についても、火災を早期に感知するため、煙感知器を設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、煙感知器により安全系 VDU 盤内の構成部品がごく僅かに燃焼した状態であっても煙を検出できることが示されている。（P6-17、6-28～6-30）</p> <p>③ 安全系 VDU 盤は容積が小さいため、火災の発生箇所の特정이困難ではないことを確認した。</p> <p>具体的には、消火活動を実施するため、以下を行うことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自動消火設備は設置しないが、安全系 VDU 盤の 1 つの区画に火災が発生しても、煙感知器の作動により、常駐する運転員が早期に消火活動を行うことにより、他の区画の安全系 VDU 盤の火災防護対象機器等への火災の影響を防止できる設計とする。 ・消火設備は、電気機器へ悪影響を与えない二酸化炭素消火器を使用する。 ・安全系 VDU 盤は容積が小さく、区画全域を消火器により早期に消火できることから、固定式消火装置は設置しない。 <p>④ 常駐する運転員により早期の消火活動が実施できるよう手順を定めて訓練を実施することを確認した。</p> <p>具体的には、消火活動を実施するため、以下を行うことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常駐する運転員が早期消火を図るために消火活動の手順を定めて、訓練を実施する。 <p>また、中央制御盤内における火災発生時の対応においては、以下の手順を整備し、的確に操作を行うことを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（その他）</p> <p>⑤ 火災により制御盤内1区画の安全機能の喪失を想定しても、他の制御盤の操作等により、原子炉の安定停止が可能な設計とすることを確認。</p> <p>⑥ 【補足説明資料】⑤について、必要な監視・操作機能を示した上で、監視・操作の成立性を示されていることを確認。</p>	<p>・煙感知器、熱感知器及び中央制御盤内の煙感知器により感知した火災は、常駐する運転員が消火器による消火活動を行い、消火状況の確認等を行う。</p> <p>補足説明資料において、常駐する運転員が早期消火を図るために消火活動の手順を定めて、訓練を実施することが示されている。（P162、163）</p> <p>⑤ 中央制御盤安全系 VDU 盤の一つの区画で火災が発生し当該区画の安全機能が全て喪失した場合であっても、他の区画の安全系 VDU 盤による運転操作、現場の遮断器等の操作により原子炉を停止することができることを確認した。</p> <p>安全系 VDU 盤の1つの区画に火災により外乱が発生することを想定しても、実証試験に基づく離隔距離等による分離対策や1時間の耐火能力を有する隔壁等による分離、並びに安全系 VDU 盤内に設置した煙感知器による早期の火災感知や常駐する運転員による消火器を用いた消火活動により、他の区画の安全系 VDU 盤が機能を維持し、両系列の火災防護対象機器等が火災により機能を失うことを防止する設計とすることを確認した。</p> <p>また、火災により安全系 VDU 盤のすべての区画の安全機能がすべて喪失しても、他の区画の VDU 盤の運転操作や現場の遮断器等の操作により、原子炉の安全停止が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>⑥ 補足説明資料において、安全系 VDU 盤の火災により1つの区画の安全系 VDU 盤の機能が喪失した場合においても、他の区画の VDU 盤や現場操作により、原子炉の高温停止、低温停止の達成と維持が可能であることが示されている。（P6-13～23）</p>
	<p>（例）系統分離が困難な格納容器内の火災影響軽減対策 （1時間耐火）</p> <p>① 火災防護対象ケーブル等に対して、可能な限り火災影響軽減対策（ケーブルトレイへの鉄製蓋の設置など）を行う設計とすることを確認。</p>	<p>原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、原子炉格納容器内には可燃物の持ち込みが制限されることを踏まえ、申請者が下記①から⑥の対策を講じることにより、原子炉格納容器内において発火源として想定される機器に火災が発生した場合においても火災の影響を限定し、火災による他系統への延焼や火災からの影響を防止する上で必要な火災感知及び消火の対策を講じることにより、火災防護対象機器等の機能が損なわれないとしていること、原子炉格納容器内の火災の影響により全ての動的機器が停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作ができなくなることを仮定しても、原子炉を安全に停止することができることにより、十分な保安水準が確保されることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器内で発生が想定される火災に対して、ケーブルトレイが原子炉格納容器内で近接して設置されていること並びに1時間耐火性能を有している隔壁等は事故が発生した場合にデブリ発生要因となり再循環サンプの閉塞をもたらす可能性があることから、上記の系統分離対策を講じないものの、以下のとおり対策を講じていることを確認した。</p> <p>① 蒸気発生器のループ毎に設置する等により、6m以上の水平距離を可能な範囲で離隔すること、また、異なる格納容器貫通部を通して格納容器外に敷設することで火災による他系統への延焼を防止していること。火災感知器は、火災防護対象機器等に延焼するおそれがある火災を感知する配置とすること。また、ケーブルトレイには、火災の延焼や火災からの影響を抑制するための蓋を設置すること。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>② 電気盤や油内包機器等に対して、漏えいの防止・拡大の防止等の火災発生防止対策を講じる設計とすることを確認。</p> <p>（火災感知設備）</p> <p>③ 火災感知設備を設置する設計とすることを確認。</p>	<p>原子炉格納容器内の火災防護対象機器等に対する火災の影響を軽減するため、以下のケーブルトレイに蓋を設置し、火災防護対象機器等は筐体内に収納する設計とすることを確認した。なお、ケーブルトレイに設置する蓋には、消火水がケーブルトレイへ浸入するための開口を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>a. 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイ同士が6m以上の離隔を有する場合は、いずれか一方の系列の火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイから6m以内の範囲に位置するケーブルトレイに対して、蓋を設置する設計とする。</p> <p>b. 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイ同士が6mの離隔を有しない場合は、同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設される両方のケーブルトレイ及びいずれか一方の系列の火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイから周囲6m以内の範囲に位置するケーブルトレイに対して、蓋を設置する設計とする。</p> <p>c. 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設される電線管同士が6m以上の離隔を有する場合は、いずれか一方の系列の火災防護対象ケーブルが敷設される電線管から6m以内の範囲に位置するケーブルトレイに対して、蓋を設置する設計とする。</p> <p>d. 同じ機能を有する火災防護対象ケーブルが敷設される電線管同士が6mの離隔を有しない場合は、上記c.と同じ対策を実施する設計とする。</p> <p>補足説明資料において、原子炉格納容器内のケーブルトレイへの鉄製蓋の設置の考え方が示されている。(P164,6-35~37)</p> <p>② 電気盤の筐体、軸受のケーシング等により、原子炉格納容器内における火災の影響を限定すること。火災源となり得る油を内包したポンプは、油が漏れた場合でも拡大しないように設計すること。</p> <p>具体的には、原子炉格納容器内には仮置きする可燃物を置かない設計とし、以下により、火災防護対象機器等に対する延焼や火災からの影響を防止することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電気盤の筐体 ・ 格納容器循環ファン軸受のケーシング ・ 冷却材ポンプモータ油回収タンクのタンク本体 <p>③ アナログ式の煙火災感知器及びアナログ式の熱火災感知器を設置すること。ただし、原子炉格納容器ループ室及び加圧器室に設置する「アナログ式でない熱感知器」は、念のため防爆型とすること。</p> <p>具体的には、比較的線量の高い原子炉格納容器ループ室及び加圧器室の熱感知器は、放射線による火災感知器の故障を防止するため、アナログ式でないものとする。アナログ式でない熱感知器は、原子炉格納容器内の通常時の温度より高い温度で作動するものを選定することで、誤作動を防止する設計とすることを確認した。なお、水素が発生するような事故を考慮して、アナログ式でない火災感知器は、念のため防爆型とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子炉格納容器内の火災感知器が示されている。(P4-7,4-26~4-29)</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（消火設備）</p> <p>④ 消火器で消火活動を行う場合、人命を優先した消火活動の手順を定め、訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>⑤ 消火要員による消火が困難な場合は、格納容器スプレイを用いた消火活動を行う方針とすることを確認。</p> <p>（その他）</p> <p>⑥ 火災により格納容器内における動的機器の安全機能の喪失を想定しても、現場操作等により原子炉の安定停止が可能な設計とすることを確認。</p> <p>⑦ 【補足説明資料】⑥について、必要な監視・操作機能を示した上で、監視・操作の成立性を示されていることを確認。</p>	<p>④ <u>原子炉格納容器内で火災が発生した場合の消火要員の進入の可否の判断を含めた消火手順を定め、消火要員が進入可能な場合は要員による早期の消火活動を行う運用とすること。</u></p> <p>原子炉格納容器内における火災発生時の対応においては、以下の手順を整備し、的確に操作を行うことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・当直課長が局所火災と判断し、かつ、原子炉格納容器内への進入が可能であると判断した場合は、消火器、消火栓による消火活動を実施するとともに、消火状況の確認、プラント運転状況の確認等を行う。 ・当直課長が原子炉格納容器内へ進入できないと判断した場合又は広範囲な火災と判断した場合は、プラントを停止するとともに、原子炉格納容器スプレイ設備を使用した消火を実施し、消火状況の確認、プラント運転状況の確認等を行う。 <p>補足説明資料において、原子炉格納容器内火災時の原子炉格納容器への進入判断が具体的に示されている。また、消火活動の流れや成立性等が示されている。（P6-33、6-165～170）</p> <p>⑤ <u>消火要員が進入困難な場合は、中央制御室で手動操作可能な原子炉格納容器スプレイ設備を用いた消火を行うこと。</u></p> <p>補足説明資料において、格納容器スプレイ系統による消火性能が示されている。（P6-160～164）</p> <p>⑥ <u>原子炉格納容器内での火災の影響により全ての動的機器が停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作ができなくなることを仮定しても、原子炉格納容器外に設置される補助給水設備と主蒸気系統設備により原子炉の高温停止を維持し、火災鎮火後、原子炉格納容器内の電動弁を手動操作し余熱除去設備を起動することで、原子炉の低温停止を達成することができること。</u></p> <p>具体的には、原子炉格納容器内の動的機器が全て火災の影響により運転停止し、かつ、原子炉格納容器内の弁の遠隔操作ができなくなることを仮定しても、運転員の操作により原子炉の安全停止は可能であることを確認した。</p> <p>（原子炉の高温停止）</p> <p>火災発生時にも原子炉の高温停止が可能となるよう、火災の影響を受けても、制御棒は炉心に全挿入する設計とする。</p> <p>（原子炉の高温停止の維持）</p> <p>火災発生時にも原子炉の高温停止の維持が可能となるよう、火災の影響を受けない原子炉格納容器外に補助給水設備と主蒸気系統設備を設置し、これらを用いた蒸気発生器による除熱を可能とする設計とする。</p> <p>（原子炉の低温停止への移行）</p> <p>火災鎮火後、原子炉格納容器内の電動弁を手動操作し余熱除去設備を使用することで、低温停止への移行を可能とする設計とする。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		⑦ 補足説明資料において、既設プラントであることを踏まえて、原子炉格納容器内火災による機能喪失を想定しても原子炉の低温停止へ移行できることの確認結果が示されている。(P6-38~47)

（3）耐火壁等による分離（放射性物質の貯蔵等）

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

（4）換気設備

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

（5）電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域等

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(5) 電気ケーブルや引火性液体が密集する火災区域及び中央制御室のような通常運転員が駐在する火災区域では、火災発生時の煙を排気できるように排煙設備を設置すること。なお、排気に伴い放射性物質の環境への放出を抑制する必要がある場合には、排気を停止できる設計であること。</p>	<p>通常運転員が駐在する火災区域では、火災発生時の煙を排気できるように排煙設備を設置しているか。なお、排気に伴い放射性物質の環境への放出を抑制する必要がある場合には、排気を停止できる設計としているか。</p> <p>① 通常運転員が駐在する火災区域を網羅的に抽出していることを確認。</p> <p>② 抽出された火災区域に対して、建築基準法に準拠した容量の排煙設備を設置する設計とすることを確認。</p> <p>③ 排煙設備を設置しない場合、自動消火設備を設置する等の代替措置を講じる設計とすることを確認。</p> <p>④ 排気に伴い放射性物質の環境への放出を抑制する必要がある場合、排気を停止できる設計とすることを確認。</p>	<p>中央制御室の火災発生時の煙を排気するために建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備すること、ケーブル処理室は全域をハロン自動消火設備による消火を行う設計とすることとしていることを確認した。</p> <p>① 運転員が常駐するのは中央制御室のみであることを確認した。</p> <p>② 運転員が常駐する中央制御室の火災発生時の煙を排気するために、建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備する設計とすることを確認した。 電気ケーブルが密集するケーブル処理室は、全域をハロン自動消火設備により消火する設計とすることを確認した。 なお、引火性液体を貯蔵する燃料油貯油そうは、屋外に設置するため、煙が大気に放出されることから、排煙設備を設置しない設計とすることを確認した。 補足説明資料において、建築基準法の排煙設備に準じて制御建屋循環ファンの容量（2264m³/min×2台）のうち中央制御室排気容量は 652m³/min（中央制御室床面積：620m²）で設計することが示されている。（P6-159）</p> <p>③ 排煙設備を設置する。</p> <p>④ 排煙設備は、中央制御室専用であるため、放射性物質の環境への放出を考慮する必要はないことを確認した。</p>

（6）油タンク

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(6) 油タンクには排気ファン又はベント管を設け、屋外に排気できるように設計されていること。</p>	<p>油タンクには排気ファン又はベント管を設け、屋外に排気できるように設計されているか。</p> <p>① 油タンクは、火災の影響による爆発等を防止するため、排気ファン又はベント管を設け、屋外に排気できるように設計することを確認。</p>	<p>① 油タンクは換気空調設備による排気等により屋外へ排気する設計とすることを確認した。</p>

2.3.2. 火災影響評価

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2.3.2 原子炉施設内のいかなる火災によっても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であること。</p> <p>また、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを、火災影響評価により確認すること。 （火災影響評価の具体的手法は「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」による。）</p> <p>（参考） 「高温停止及び低温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態及び低温停止状態の達成、維持に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対し、以下の各号に掲げる火災の影響軽減のための対策を講じた設計であること。</p>	<p>火災による影響を考慮しても、安全評価指針に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を想定して多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく異常状態を収束できる設計としているか。</p> <p>① 火災起因による運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故が発生を仮定し、その上で機器等の単一故障の重量を想定しても、原子炉の安定停止が可能であることを確認。</p> <p>② 上記の評価において、異常状態を収束するため他の系統により安全機能を代替することに期待する場合、代替可能性について安全解析による定量的な評価が行われていることを確認。</p>	<p>① 火災による影響を考慮しても、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）（以下「安全評価指針」という。）に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するための機器の単一故障を想定して多重性をもったそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく異常状態を収束できる設計とする方針としていることを確認した。</p> <p>具体的には、内部火災により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、及び原子炉停止系の作動が要求される運転時の異常な過渡変化と設計基準事故が発生する可能性があるため、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき、運転時の異常な過渡変化と設計基準事故に対処するための機器に単一故障を想定しても、以下の状況等を考慮すると、事象が収束して原子炉は支障なく低温停止に移行できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「2.3.1(2) 系統分離（原子炉の安定停止機能）」に示す火災の影響軽減対策の実施 ・制御盤の火災は盤内にとどまる。 <p>補足説明資料において、火災を起因とした運転時の異常な過渡変化及び事故時の単一故障を考慮した原子炉停止について火災の影響を考慮しても対応できる設計であることが示されている。 （P1-27、1-81～109）</p> <p>また、中央制御室制御室盤における火災についても同様に示されている。（P6-20～23）</p> <p>② 他の系統により安全機能を代替することを期待しない。</p>

3. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

(1) ケーブル処理室

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>3. 個別の火災区域又は区画における留意事項</p> <p>火災防護対策の設計においては、2. に定める基本事項のほか、安全機能を有する構築物、系統及び機器のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じること。</p> <p>（参考）</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器の特徴を考慮した火災防護対策として、NRC が定めるRegulatory Guide 1.189 には、以下のものが示されている。</p> <p>(1) ケーブル処理室</p> <p>① 消防隊員のアクセスのために、少なくとも二箇所の入口を設けること。</p> <p>② ケーブルトレイ間は、少なくとも幅 0.9m、高さ 1.5m 分離すること。</p>	<p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 二箇所以上の入口を設置する設計とすることを確認。</p> <p>② ケーブルトレイ間は、少なくとも幅 0.9m、高さ 1.5m 分離し消火活動が行えるスペースを確保した設計とすることを確認。</p> <p>③ 上記を実施しない場合には、自動消火設備の設置等の火災影響軽減方策を講じる方針とすることを確認。</p>	<p>① -</p> <p>② -</p> <p>③ 原子炉制御室盤内から繋がる電気ケーブルが密集するケーブル処理室は、全域をハロン自動消火設備により消火する設計とすることを確認した。</p>

(2) 電気室

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(2) 電気室</p> <p>電気室を他の目的で使用しないこと。</p>	<p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 他の目的で使用しない設計としていることを確認。</p>	<p>① スイッチギヤ室は、電気盤のみを設置する設計とすることを確認した。</p>

(3) 蓄電池室

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(3) 蓄電池室</p> <p>① 蓄電池室には、直流開閉装置やインバーターを収容しないこと。</p> <p>② 蓄電池室の換気設備が、2%を十分下回る水素濃</p>	<p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 直流開閉装置やインバーターを収容しない設計とすることを確認。</p>	<p>① 蓄電池室には、蓄電池のみを設置し直流開閉装置やインバーターは設置しない設計とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>度に維持できるようにすること。</p> <p>③ 換気機能の喪失時には制御室に警報を発する設計であること。</p>	<p>② 換気設備が2%を十分下回る水素濃度に維持できるようにする設計とすることを確認。</p> <p><例> 換気量の設定値を確認。（例：社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計方針」（SBAG603）に基づき、水素ガスの排気に必要な換気量以上とする。）</p> <p>③ 換気機能の喪失時には原子炉制御室に警報を発する設計とすることを確認。</p>	<p>② 蓄電池室の換気空調設備は、水素ガスの排気に必要な換気量以上となるように設計することを確認した。具体的な設計としては、蓄電池室の換気空調設備は、蓄電池室内の水素濃度を2vol%以下に維持するため、社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」（SBA G 0603）に基づき、水素ガスの排気に必要な換気量以上となる設計とすることを確認した</p> <p>③ 当該設備が停止した場合には、中央制御室に警報を発する機能を有する設計とすることを確認した。</p>

（4）ポンプ室

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(4) ポンプ室</p> <p>煙を排気する対策を講じること。</p>	<p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 煙を排気する対策を講じる設計とすることを確認。</p> <p>② ①の対策を講じない場合には、代替措置が講じていることを確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自動式消火設備又は固定式消火設備等の設置 ・ 煙を排気する可搬式の排風機の配備 	<p>① ポンプ室には、煙を排気できる可搬式の排風機を設置できる設計とすることを確認した。ポンプ室は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とするが、固定式消火設備等の消火設備によらない消火活動も考慮し、煙を排気できる可搬式の排風機を設置できる設計とすることを確認した。補足説明資料において、ポンプ室は固定式消火設備等の消火設備によらない消火活動も考慮し、煙を排気できる可搬式の排風機を設置できる設計とすることが示されている。（P170）</p> <p>② -</p>

（5）原子炉制御室

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

（6）使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(6)使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備 消火中に臨界が生じないように、臨界防止を考慮した対策を講じること。</p>	<p>安全機能を有する機器等の特徴を考慮した火災防護対策を講じる設計方針としているか。</p> <p>① 消火中に臨界が生じないように、燃料の配置など、臨界防止を考慮した対策を講じる方針とすることを確認。</p> <p>② 消火水の流入、噴霧により、最適減速状態となることを想定しても、臨界とならないことを確認。 補足説明資料で「核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書」を参照。</p>	<p>① 使用済燃料貯蔵設備は、純水中においても未臨界となるように使用済燃料を配置する設計とする、また、新燃料貯蔵設備は、新燃料を保管するラックが一定のラック間隔を有する設計とするため、消火水が入ったとしても臨界にはならないことを確認した。</p> <p>② 新燃料貯蔵設備は、消火水が噴霧されても臨界とならないよう、新燃料を保管するラックを一定のラック間隔を有する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、新燃料貯蔵設備は、消火水が噴霧されても臨界とならないよう、新燃料を保管するラックを一定のラック間隔を有する設計とする。(P171)</p>

（7）放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備

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

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（溢水による損傷の防止等（内部溢水）（第9条））

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

（溢水による損傷の防止等）

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

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

（解釈）

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

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

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

第9条 内部溢水

1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針	9 内水-3
2. 考慮すべき溢水事象	9 内水-5
3. 溢水源及び溢水量の想定	9 内水-7
3. 1 破損による溢水	9 内水-7
3. 2 消火水の放水による溢水	9 内水-10
(1) a. スプリンクラーからの放水	9 内水-10
(1) b. 消火栓からの放水	9 内水-11
(2) 高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水	9 内水-12
(3) 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水	9 内水-13
3. 3 地震による溢水	9 内水-14
(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水	9 内水-14
(2) 使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水	9 内水-16
3. 4 その他の要因による溢水	9 内水-18
4. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針	9 内水-19
5. 防護対象設備を防護するための設計方針	9 内水-26
(1) 没水の影響に対する設計方針	9 内水-28
(2) 被水の影響に対する設計方針	9 内水-30
(3) 蒸気放出の影響に対する設計方針	9 内水-33
(4) その他の要因による溢水に対する設計方針	9 内水-36
(5) 使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針	9 内水-37
6. 溢水防護区画外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針	9 内水-39
7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針	9 内水-40
8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針	9 内水-41

1. 設計上対処すべき施設を抽出するための方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>2. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p>	<p>発電用原子炉施設内で発生する溢水に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにするために必要な設備を防護対象設備として抽出する方針としているか。</p> <p>① 溢水が発生した場合であっても、以下に示す安全機能が損なわれないよう防護する必要があることから、防護する必要がある安全機能を構築物、系統及び機器（以下「防護対象施設」という。）を設定することを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の高温停止、冷温停止、停止状態を維持 ・ 放射性物質の閉じ込め機能を維持 ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能、給水機能を維持 	<p>防護対象設備として、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、これを維持するために必要な設備、放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要な設備並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を維持するために必要な設備を防護対象設備として抽出する方針としていることを確認した。</p> <p>① 具体的には、原子炉の停止、高温停止、低温停止及びその維持に必要な系統設備として、以下を選定することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉停止：原子炉停止系 ・ ほう酸添加：原子炉停止系（化学体積制御系のほう酸注入機能） ・ 崩壊熱除去：補助給水系、主蒸気系、余熱除去系 ・ 1次系減圧：1次冷却系の減圧機能 ・ 上記系統の関連系（原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、制御用空気系、換気空調系、非常用電源系、冷水系、電気盤） <p>以上の系統設備に加え、原子炉施設の安全評価に関する審査指針に基づき、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を対象として、溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱に対処する設備を抽出する。抽出に当たっては溢水事象となり得る運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故も評価対象とする。</p> <p>原子炉外乱としては、以下の溢水により発生し得る原子炉外乱及び溢水の原因となり得る原子炉外乱を考慮する。地震に対しては溢水だけでなく、地震に起因する原子炉外乱（主給水流量喪失、外部電源喪失等）も考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 想定破損による溢水（単一機器の破損を想定） ・ 消火水の放水による溢水（単一の溢水源を想定） ・ 地震起因による溢水（耐震B、Cクラスの機器の破損を想定） <p>溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を「第 1.6.2 表 溢水評価上想定する起因事象（運転時の異常な過渡変化）」及び「第 1.6.3 表 溢水評価上想定する起因事象（設計基準事故）」に示す。また、溢水評価上想定する事象とその対処系統を「第 1.6.4 表 溢水評価上想定する事象とその対処系統」に示す。</p>
<p>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備</p> <p>3. 1項の溢水源及び溢水量の想定にあたっては発生要因別に分類したが、溢水から防護すべき対象設備は、溢水の発生場所毎に「プール冷却」及び「プールへの給水」の機能を適切に維持するために必要な設備を防護対象設備とする。</p>	<p>② 使用済燃料プールに関して、「プール冷却」及び「プールへの給水」機能を有する系統を抽出することを確認。</p> <p>補足説明資料において、以下の点を考慮していることが示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 既設プラントの場合は、冷却機能として、水温65℃以下（既認可保安規定の運用）に維持するための系統が抽出されているか。 ・ 遮へい機能としての水位維持機能として、必要な系統が抽出されているか。 	<p>② 防護対象設備は、使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能の維持に必要な設備とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（既設プラントの場合）</p> <p>③ 補足説明資料において、「発電用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（旧原子力安全委員会）」に基づく機器の整理（既許可における整理）と、基準規則第12条解釈第3項の表に基づく整理を対比し、網羅的に示されているか。また、①～②について、サポート系も含めて抽出することを確認。</p> <p>④ 防護対象設備のうち溢水影響評価の対象から除外するものがある場合、除外理由が技術的に妥当であることを確認。 補足説明資料において、技術的根拠が示されているか。 （例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 原子炉格納容器内に設備は、原子炉格納容器内における溢水に対して設計（既許可）としての耐環境性があるため ➢ フェイルセーフ設計であることを理由に、溢水に対して所定の安全機能が失われないため ➢ 運転中においては、待機状態も含めて機能が要求されているため <p>⑤ 内部溢水によりある安全機能が損なわれたとしても、代替機能を有する他の安全機能により当該安全機能は維持される（多様性又は多重性の確保）とする場合、代替性の説明が第12条においてなされていることを確認。</p>	<p>③ 補足説明資料において、「溢水ガイド」に基づき、技術基準規則第12条に定める重要度の特に高い安全機能を有する系統設備が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備、並びに使用済燃料ピットの冷却機能及び給水機能を適切に維持するために必要な設備についても防護対象設備とする。また、防護対象設備は重要度の特に高い安全機能を有する系統設備によって原子炉に外乱が生じ、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合に、それを達成するために必要な設備についても防護対象設備として抽出したことが示されている。防護対象設備リストには、設備、設置高さ及び機能喪失高さが示されている。（P1-9-別1-144～177）</p> <p>以上の考えに基づき選定された溢水から防護すべき系統設備を「第1.6.5表 溢水から防護すべき系統設備」に示されていることを確認した。 補足説明資料において、溢水影響評価から対象外とした設備について、「内部溢水防護対象設備スクリーニングリスト」が示されている。（P1-9-別1補-34～66）</p> <p>④ なお、それらのうち、溢水によって安全機能が損なわれない静的機器、原子炉冷却材喪失事故等を想定して設置する原子炉格納容器内の機器、溢水の影響を受けて動作機能を損なっても安全機能を維持できる機器及びタービン動補助給水流量制御弁等の隔離機能により代替できる蒸気発生器補助給水弁については、溢水による影響評価の対象として抽出しない方針としていることを確認した。 具体的には、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フェイルポジションで安全機能に影響しない設備 「フェイル アズ イズ」でも安全機能に影響しない電動弁又は「フェイル ポジション」でも安全機能に影響しない空気作動弁等、動作機能喪失によっても安全機能へ影響しない設備。 ・原子炉格納容器内の設備 原子炉冷却材喪失（LOCA）時の原子炉格納容器内の状態（圧力・温度及び溢水影響）を考慮した耐環境仕様を有する設備又は溢水事象が発生した場合のプラント停止操作において必ずしも必要でない設備。 ・水の影響を受けない設備 溢水の影響により外部からの電源供給や電気信号を喪失しても機能喪失しない容器、熱交換器、フィルタ、逆止弁、手動弁、配管等の静的機器。 <p>⑤ 具体的には、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・その他設備で代替できる設備 蒸気発生器補助給水弁の隔離機能は、電動補助給水ポンプ S/G 給水弁、タービン動補助給水流量制御弁、電動補助給水ポンプ S/G 給水弁バイパス弁及び T/D 補助給水ポンプ S/G 補助給水流量制御弁バイパス弁の隔離機能により代替。 補足説明資料において、代替性の説明がなされていることを確認した。（1-9-別1補-128～170）

2. 考慮すべき溢水事象

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>設置許可基準規則 （溢水による損傷の防止等）</p> <p>第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>（解釈） 2 第1項規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、消火系統等の作動又は使用済燃料貯蔵槽のスロッシングにより発生する溢水をいう。</p>	<p>① 溢水源として、以下の要因による溢水を想定することを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 ・ 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水 ・ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 ・ その他の要因による溢水 	<p>① 溢水源及び溢水量としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定して評価することを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水（以下「想定破損による溢水」という。） b. 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水（以下「消火水の放水による溢水」という。） c. 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（以下「地震起因による溢水」という。） <p>補足説明資料において、「表 1.4.3.2.1-1 高浜1、2号炉 地震時の溢水源」が示されている。 (P1-9-別 1-61~62)</p> <p>防護対象設備が設置されている建屋内において、流体を内包する容器及び配管を溢水源となり得る機器として抽出する。ここで抽出された機器のうち、上記 a. 又は c. の評価において破損を想定するものは、それぞれの評価での溢水源として考慮することを確認した。</p> <p>なお、海水ポンプ室及び防護対象設備が設置されている建屋外の溢水源については、地震、竜巻、地すべり及び外部火災における森林火災発生時の固体廃棄物貯蔵庫への散水設備からの放水を考慮することを確認した。</p>
<p>2. 原子炉施設の溢水評価</p> <p>2. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、発生要因別に分類した以下の溢水を想定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 (2) 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水 (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水 <p>ここで、上記（1）、（2）の溢水源の想定にあたっては、一系統における単一の機器の破損とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。また、一系統にて多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定する。</p>		<p>(a. ~c. の溢水源想定は3. にて記載。)</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される機器にあつては、共用、非共用機器に係わらずその建屋内で単一の溢水源を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮する。</p> <p>なお、上記（3）の地震に起因する溢水量の想定において、基準津波によって、取水路、排水路等の経路から安全機能を有する設備周辺への浸水が生じる場合、又は地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸入が生じる場合には、その浸水量を加味すること。</p>		

3. 溢水源及び溢水量の想定

3. 1 破損による溢水

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 1. 1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>破損を想定する機器は、配管（容器の一部であって、配管形状のものを含む。）とする。配管の破損は、内包する流体のエネルギーに応じて①エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。分類にあたっては、付録Aによること。（解説－2. 1. 1－1）</p> <p>破損を想定する位置は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。ただし、配管の高さや引き回し等の関係から保有水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の保有水量を放出するものとして溢水量を算出できる。（流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価については附属書Aを参照のこと。）</p> <p>溢水量は、以下を考慮して破損を想定する系統が漏えいするものとして求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高エネルギー配管については、完全全周破断 ・ 低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さと同配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。）（解説－2. 1. 1－2） <p>なお、循環水管の破損は、過去の事例等を考慮して伸縮継手部に設定すること。（解説－2. 1. 1－3）</p> <p>ただし、漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動させることができる場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>また、漏えい停止機能を期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求めること</p>	<p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、機器の破損等により生じる溢水における、溢水源及び溢水量を設定する方針としているか。</p> <p>（i）想定破損における溢水源の想定</p> <p>① プラント内の流体（水又は蒸気）を内包する配管から、「ガイド」付録Aの分類の考え方にに基づき、運転温度、運転圧力及び配管径を考慮して、高エネルギー配管と低エネルギー配管を溢水源としていることを確認。</p> <p>補足説明資料において、防護対象機器を内包する建屋内において流体を内包する配管を系統図等で抽出し、現場調査で確認されていることが示されているか。</p> <p>② 高エネルギー配管においては、「高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%以下の配管」は、低エネルギー配管に分類することを確認。</p> <p>補足説明資料において、運転実績を基に高エネルギー状態にある期間が算出されていることが示されているか。</p> <p>（ii）想定破損における溢水量の設定</p> <p>① 漏えい時間に漏水位置の破損形状から求められる漏えい流量を乗じたものと、隔離範囲内の系統の保有水量を足し合わせて設定していることを確認。</p> <p>（漏えい箇所の隔離）</p> <p>② 漏えい停止機能に期待する場合、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を設定することを確認した（付録B参照）。</p>	<p>① 溢水ガイドを踏まえ、機器の破損等により生じる溢水を想定して、配管の破損箇所を溢水源として設定している破損を想定する配管は、以下に定義する高エネルギー配管及び低エネルギー配管に分類することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「高エネルギー配管」は、呼び径 25A(1B) を超える配管でプラントの通常運転時に運転温度が 95℃ を超えるか又は運転圧力が 1.9MPa[gage] を超える配管。ただし、被水、蒸気については配管径に関係なく影響を評価する。 ・ 「低エネルギー配管」は、呼び径 25A(1B) を超える配管でプラントの通常運転時に運転温度が 95℃ 以下で、かつ、運転圧力が 1.9MPa[gage] 以下の配管。（ただし、静水頭圧の配管は除く。） <p>② 高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さければ、低エネルギー配管として扱うことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、溢水ガイド付録Aにしたがい、高エネルギー配管と低エネルギー配管及び想定破損に伴う溢水影響評価対象外の配管を「図1 高エネルギー配管と低エネルギー配管の分類フロー」によって判定した結果を「表1 低エネルギー配管を有する系統の抽出結果」に抽出し、高エネルギー配管として運転している割合が小さいことから低エネルギー配管とした4系統（格納容器スプレイ系、余熱除去系、安全注入系、補助給水系）について、高エネルギー状態にある運転期間の条件を満足することを確認したことが示されている。（P1-9-別1補-174～177）</p> <p>① 溢水量は、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離範囲内の系統保有水量を合算して設定する方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定破損による溢水経路図が示されている。（P1-9-別1-254～325）</p> <p>② 漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量と漏水箇所の隔離までに必要な時間（以下「隔離時間」という。）を乗じて設定することを確認した。</p> <p>高エネルギー配管の溢水評価では、応力評価の結果により想定した破損形状による溢水を想定し、異常の検知、事象の判断、漏えい箇所の特定、漏えい箇所の隔離等により漏えい停止するまでの時間（運転員</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>ができる。（付録B参照）漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合にあたっては、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていること。</p> <p>解説－2. 1. 1－1 流体を内包する容器の破損による漏水について 容器の破損による溢水については、接続される配管の破損による溢水の評価に代表する。</p> <p>解説－2. 1. 1－2 低エネルギー配管に想定する貫通クラック 本評価ガイドでは、低エネルギー配管について貫通クラックを想定することを原則としている。これは、低エネルギー配管については、配管に破損が生じたとしても、低温低圧で使用されるため配管応力は小さく、また、負荷変動の少ない運転形態のため応力の変動も少なく疲労によるき裂の進展は小さいことから、$(1/2)D \times (1/2)t$ クラックを想定すれば保守的な評価となるという考え方に基づいている。この考え方は、米国NRCのBTP3-4を参考としている。 また、低エネルギー配管に想定する貫通クラックの計算に用いる配管径は、内径としている。 これは、技術基準第40条（廃棄物貯蔵設備等）の解釈4において廃棄物貯蔵設備に設置する堰の高さを求める計算において内径寸法を基準としていること、また、米国の配管破損の想定においても内径を使用して貫通クラックの計算を行っていることから、これらとの整合を図ったものである。</p> <p>解説－2. 1. 1－3 「過去の事例等」 米国においては、循環水系の弁急閉によるウォーターハンマー事象により伸縮継手部から大漏えいが発生した事例があるが、国内において</p>	<p>③ 自動または手動によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮してもよい。手動による漏えいの停止に期待する場合、保安規定等により手順を定めるとしていることを確認。</p> <p>（破損形状）</p> <p>④ 高エネルギー配管については完全全周破断を想定していることを確認。しかしながら、「ガイド」付属書Aに規定される各々の条件を満足した場合は、完全全周破断を想定する必要はない。</p> <p>⑤ 低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さと同厚の1/2の幅を有する貫通クラックが想定されていることを確認。</p> <p>⑥ ④、⑤の想定としない場合、ガイド付属書A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」を参考に評価を実施し、個別に破損形状を想定することを確認。</p>	<p>の状況確認及び隔離操作を含む。)に保守性を考慮して設定し、溢水量を算出することを確認した。また、隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を考慮していることを確認した。 補足説明資料において、高エネルギー配管は、ターミナルエンド部と一般部の完全全周破断を想定し隔離までの時間を適切に設定することで溢水量を算出することが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 具体的には破損を想定する系統、箇所に対し、異常の検知方法や運転員が事象を判断する際のパラメータ等を整理し、隔離により漏えいを停止するまでの時間の積み上げを実施。 ・ その後、各系統の漏えい流量を乗じて溢水量を算出。 ・ この溢水量に基づき溢水経路図を作成し防護対象機器の機能喪失高さと比較することで没水影響評価を実施する。(1-9-別1-207~221) <p>③ 運転員による手動操作により漏えい停止を行う溢水源に対して、異常の検知、事象の判断、漏えい箇所の特定、漏えい箇所の隔離等により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作を含む。）に保守性を考慮して設定し、溢水量を算出するとともに、隔離後の隔離範囲内の系統の保有水量を溢水量に考慮することを確認した。 溢水評価において、溢水量を制限するために漏えい停止操作に期待する場合は、その手順を明確にする。さらに、それらの手順を確実に実施するために、継続的な教育訓練を実施することを確認した。</p> <p>配管の破損形状については、内包する流体のエネルギーに応じて、配管を高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した上で、詳細応力評価により設定する方針としていることを確認した。</p> <p>④ 配管の破損形状の想定に当たっては、「溢水ガイド付属書A」にしたがい、高エネルギー配管は、原則「完全全周破断」と想定することを確認した。</p> <p>⑤ 配管の破損形状の想定に当たっては、「溢水ガイド付属書A」にしたがい、低エネルギー配管は、原則「貫通クラック」と想定することを確認した。</p> <p>⑥ 応力評価の結果により、配管の一次+二次応力 S_n が許容応力 S_a に対し以下の条件を満足すれば、それに応じた破損形状を想定することを確認した。 【高エネルギー配管（ターミナルエンド部を除く。）】 $S_n \leq 0.4S_a \Rightarrow$ 破損想定不要 $0.4S_a < S_n \leq 0.8S_a \Rightarrow$ 貫通クラック なお、高エネルギー配管のターミナルエンドは、応力評価の結果にかかわらず「完全全周破断」を想定する。 補足説明資料において、高エネルギー配管のうち補助蒸気系配管及び蒸気発生器ブローダウン系配管に</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>大漏えいは発生していない。 このため、循環水管の伸縮継手部の破損想定にあたっては、循環水系バタフライ弁急閉防止対策等の適切な対策が採られていれば、破損形状は低エネルギー配管と同様貫通クラックを想定することができる。</p> <p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定 溢水源としては、2. 1 項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p> <p>3. 1. 1 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水 配管の破損は、2. 1. 1 項の原子炉施設と同じように内包する流体のエネルギーに応じて①高エネルギー配管及び②低エネルギー配管の2種類に分類し、破損を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 高エネルギー配管については、完全全周破断 低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さで配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック（以下、「貫通クラック」という。） 	<p>（配管の減肉管理）</p> <p>⑦ ガイド附属書A「流体を内包する配管の破損による溢水の詳細評価手法について」に示す各々の条件を満足する場合、配管減肉、腐食又は疲労による破損を別途想定していることを確認。ただし、当該部分の損傷状態を非破壊検査によって定期的に確認している場合は、破損を想定しなくてもよい。（その場合は、配管の管理方針等が示されていることを確認。）</p> <p>（破損位置）</p> <p>⑧ 溢水量は、安全機能への影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして設定する。</p>	<p>ついて、溢水ガイド附属書Aの高エネルギー配管の評価対象（25A以上）に対し、ターミナルエンドは完全全周破断、ターミナルエンド以外（一般部）は、許容応力の0.8倍又は0.4倍に応じた破損形状とする旨の記載にしたがって評価することが示されている。評価方法は、溢水ガイド附属書Aにしたがい、供用状態A、B及び(1/3)Sd 地震荷重に対して設計・建設規格PPC-3530(1)b.の計算式によりSn（一次応力+二次応力）を算出し、設計・建設規格PPC-3530(1)d.の計算式により求めたSa（許容応力）との比較により破損形状を設定する。</p> <p>一次応力に対する支持間隔の算出については、定ピッチスパンモデルによるものとし、必要に応じて3次元梁モデル解析を行う。二次応力である熱応力は保守的な値として建設工認時における限度値の100MPaを一律に用いる。（P1-9-別1補-180~183）</p> <p>【低エネルギー配管】 $Sn \leq 0.4Sa \Rightarrow$ 破損想定不要</p> <p>補足説明資料において、配管破損を想定する系統の低エネルギー配管について、溢水ガイド附属書Aの低エネルギー配管の評価対象（25A以上）に対し、許容応力の0.4倍を超える場合は貫通クラックを想定する旨の記載にしたがって評価することが示されている。評価方法は、溢水ガイド附属書Aにしたがい、供用状態A、B及び(1/3)Sd 地震荷重に対して設計・建設規格PPC-3530(1)b.の計算式によりSn（一次応力+二次応力）を算出し、設計・建設規格PPC-3530(1)d.の計算式により求めたSa（許容応力）との比較により破損形状を設定する。支持間隔に対する一次応力の算出、一次応力に対する支持間隔の算出については、定ピッチスパンモデルによるものとし、必要に応じて3次元梁モデル解析を行う。（P1-9-別1補-184~187）</p> <p>⑦ 応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」では、「2.2 減肉等による破損」の想定にあたっては、「注2）設計や管理と破損の想定について」のただし書きとして、「減肉対策として当該部分の肉厚の測定を非破壊検査によって定期的実施している等、当該部位の材料のき裂状況や減肉状況を定期的に直接把握している場合は、破損による漏えいを確実に防止できることから、破損を想定しなくてもよい。」とあり、既に減肉状況を定期的に把握している系統配管については、減肉等による破損の想定にはあたらないとしている。一方、減肉等による破損の想定を除外した系統配管については、これまでも減肉知見の拡充の観点より定期的な肉厚検査や、配管の対策材への取替等を行ってきており、破損による漏えいを確実に防止できるものと判断しているが、今後も、現状検査範囲の継続的な監視を行うとともに、さらなる検査範囲の拡充を行っていくことが示されている。（P1-9-別1補-458~467）</p> <p>⑧ なお、想定する破損箇所は防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とするとしていることを確認した。</p>

3. 2 消火水の放水による溢水

(1) a. スプリンクラーからの放水

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 1. 2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーが設置される場合は、その作動（誤作動を含む）による放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮する。溢水量は、スプリンクラーの作動時間を考慮して算出する。なお、スプリンクラーの作動による溢水は、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での放水を想定する。</p>	<p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水における、溢水源及び溢水量を設定する方針としているか。</p> <p>(i) 溢水源の想定（スプリンクラーからの放水）</p> <p>① 火災検知により自動作動するスプリンクラーの有無について確認。</p> <p>補足説明資料において、防護対象設備が設置される建屋について、系統図等を用いて、火災検知により自動作動するスプリンクラーの設置状況を確認し、スプリンクラーが設置されている場合には溢水源として抽出するとしていることが示されているか。その際、P&IDだけでなく、プラントウォークダウン等も踏まえて、抽出結果の網羅性が確認される方針であることを確認。</p> <p>② 溢水防護区画（後述）にスプリンクラーが設置されていない場合であっても、溢水防護区画外のスプリンクラーの作動によって、溢水防護区画に消火水が流入する可能性がある場合は、その作動による溢水を考慮していることを確認。</p>	<p>① スプリンクラーからの放水については、スプリンクラーの設計方針で示されている放水量を用い、放水停止に要する時間については、火災発生時の中央制御室での警報発信後から、現場到着までの時間、状況確認及びスプリンクラーの放水停止までの時間に保守性を考慮して設定し、溢水量を算出することを確認した。スプリンクラーには自動起動及び手動起動があるが、溢水評価においては両者を区別せずに溢水量を算出することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、スプリンクラーが溢水源として抽出されており、溢水防護区画外のスプリンクラーが作動し、溢水防護区画に消火水が流入する可能性も考慮すること、また、現場ウォークダウンを行い、溢水影響評価に係る溢水源、溢水経路及び防護対象設備等の現場状況を確認することが示されている。(P1-9-別 1-55～58、1-9-別 1-412～446、1-9-別 1 補-523)</p> <p>② ハロン消火設備又は二酸化炭素消火設備を設置したエリアでは溢水量を考慮しないが、隣接するエリアでの消火栓からの放水及びスプリンクラーからの放水による溢水の伝播を考慮することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、溢水防護区画外のスプリンクラーが作動し、溢水防護区画に消火水が流入する可能性も考慮することが示されている。(P1-9-別 1-421)</p>
<p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、2. 1 項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p> <p>3. 1. 2 発電所内で生じる異常状態（火災を含む）の拡大防止のために設置される設備からの放水による溢水</p> <p>(1) 火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水</p> <p>火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水は、2. 1. 2 項の原子炉施設と同じように以下</p>	<p>(ii) 溢水量の設定（スプリンクラーからの放水）</p> <p>① スプリンクラーがある場合、ガイドに従いスプリンクラーの作動時間を考慮し溢水量を算出することを確認。また、複数区画での同時放水が想定される場合には、そのすべての区画での放水を想定していることを確認。</p>	<p>① 火災時の消火水系統（スプリンクラーを含む。）等からの放水による没水及び被水の影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。なお、スプリンクラーからの放水については、スプリンクラーの設計方針で示されている放水量を用い、放水停止に要する時間については、火災発生時の中央制御室での警報発信後から、現場到着までの時間、状況確認及びスプリンクラーの放水停止までの時間に保守性を考慮して設定し、溢水量を算出することを確認した。スプリンクラーには自動起動及び手動起動があるが、溢水評価においては両者を区別せずに溢水量を算出することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、複数区画でのスプリンクラーからの同時放水が想定されるのは、B、Cクラスの機器の地震随伴火災、及び高エネルギー配管破損による誤作動であるが、地震随伴火災については火災の発生防止対策を図ること、及び高エネルギー配管破損についてはスプリンクラーの誤作動防止対策を図ることから、複数区画での同時放水は想定しないことが示されている。(1-9-別 1-421, 422)</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>の2項目を想定する。</p> <p>a. 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水</p> <p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p>	<p>② 一系統における単一の機器の破損（多重性又は多様性を有する機器がある場合においても、そのうち単一の機器が破損すると仮定）とし、他の系統及び機器は健全なものと仮定する。</p> <p>③ ここで言う単一の機器の破損とは、流体を内包し、溢水源となりうる機器全般を指しており、常用系、安全系の区別なく対象としていることを確認。</p>	<p>② スプリンクラーからの放水によって、同時に2系統の防護対象設備が機能喪失するおそれがあるエリアにはハロン消火設備又は二酸化炭素消火設備を設置することで、防護対象設備の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。ハロン消火設備又は二酸化炭素消火設備を設置したエリアでは溢水量を考慮しないが、隣接するエリアでの消火栓からの放水及びスプリンクラーからの放水による溢水の伝播を考慮することを確認した。</p> <p>③ 同上</p>

（1）b. 消火栓からの放水

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>b. 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>溢水防護区画での火災発生時に、消火栓による消火活動が想定される場合については、消火活動にともなう放水を想定する。</p> <p>また、溢水防護区画で消火活動が想定されていない場合であっても、溢水防護区画外の消火活動によって影響を受ける場合は、その放水による溢水を考慮する。</p> <p>溢水量は、消火栓による消火活動が連続して実施されることを見込み算出する。（解説－2. 1. 2－1）</p> <p>ただし、火災源が小さい場合は、火災荷重に基づく等価時間により算出することができる。（解説－2. 1. 2－1）</p> <p>なお、当該区画にスプリンクラーが設置され、スプリンクラー装置の作動による溢水がある場合は、スプリンクラーからの放水量を溢水量とする。それ以外の場所においては、消火栓からの放水量を溢水量とする。</p> <p>解説－2. 1. 2－1 「消火栓からの溢水量」</p>	<p>（i）溢水源の想定（消火栓からの放水）</p> <p>① 消火栓による消火活動と、スプリンクラー装置の作動による消火活動の双方が存在する場合は、スプリンクラーからの放水量を溢水量とすることを確認。それ以外の場所においては、消火栓からの放水量を溢水量とすることを確認。</p> <p>補足説明資料において、防護対象設備が設置される建屋について、系統図等を用いて、消火栓の設置状況及び運用方法を確認し、消火栓による消火活動が想定されている場合には溢水源として抽出しているか。その際、P&IDだけでなく、プラントウォークダウン等も踏まえて、網羅的に抽出されていることが示されているか。</p> <p>（ii）溢水量の設定（消火栓からの放水）</p> <p>① 溢水量の算出に当たっては、単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としていることを確認。</p> <p>補足説明資料において、消防法施行令等により消火栓による散水能力（130L/分）を基に保守的な考え方で見積もることがしめされているか。</p> <p>② 放水時間については、「実用発電用原子炉及びそ</p>	<p>① 溢水ガイドを踏まえ、「火災による損傷の防止（第8条関係）」において設置するとした消火設備からの単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水のうち、消火活動のために設置される消火栓からの放水及びスプリンクラーからの放水による溢水を想定していることが示されている。（P1-9-別1-407～411）</p> <p>① 消火栓からの放水については、3時間の放水により想定される溢水量若しくは、火災源が小さい場合においては、その可燃性物質の量及び等価火災時間を考慮した消火活動に伴う放水により想定される溢水量を設定することを確認した。</p> <p>② 消火栓からの放水時間の設定は3時間を基本とし、火災源が小さい場合は、火災荷重に応じて放水時間</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>算出の例</p> <p>消火栓からの溢水量の算出にあたっては、原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-2010）の解説-4-9「耐火壁」には2時間の耐火性能と記載されているが、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」に規定する3時間の耐火性能を基本とすることとし、消火装置が作動する時間を保守的に3時間と想定して溢水量を算出する。火災源が小さい場合は、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-2010）」解説-4-9(1)の規定による「火災荷重」及び「等価時間」で算出することができる。また、また、水を使用しない消火手段を組み合わせている場合には、それを考慮して消火栓からの溢水量を算定して良い。</p>	<p>の附属施設の火災防護に係る審査基準」により、3時間の耐火性能を基本とし、火災源が小さい場合は、日本電気協会電気指針「原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-2010）」を用いて火災荷重に基づく等価時間により算出していることを確認。</p>	<p>を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原則として3時間の消火活動を想定して溢水量を算出するが、火災源が小さいエリアについては、日本電気協会電気指針「原子力発電所の火災防護指針（JEAG4607-2010）」解説-4-5(1)の規定による「火災荷重」及び「等価火災時間」を考慮し、消火活動における溢水量を以下のとおり評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・260ℓ/min×0.5時間＝7.8m³ ・260ℓ/min×1.0時間＝15.6m³ ・260ℓ/min×1.5時間＝23.4m³ ・260ℓ/min×2.0時間＝31.2m³ ・260ℓ/min×3.0時間＝46.8m³ <p>消火活動における消火栓からのホース引き回し経路から、扉の開放が想定される場合には、隣接エリアについても滞留エリアとして考慮する。流水経路については放水がある当該フロア及び下階など影響の及ぶエリアを考慮する。消火活動による放水量をもとに放水による溢水影響を各防護区画について評価し、防護対象設備が機能喪失に至らないことを確認する。各建屋、各フロアで管理区域/非管理区域毎に、当該エリアで機能喪失高さが最も低い防護対象設備を選定し、消火活動による溢水量から算出される溢水水位と、防護対象設備の機能喪失高さを比較することで、評価を実施していることを確認した。（P1-9-別1-420）</p>

（2）高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（2）高エネルギー配管破損とスプリンクラーからの放水が同時に発生する溢水</p> <p>溢水防護区画に自動作動するスプリンクラーと高エネルギー配管が存在する場合については、火災を検知して作動するスプリンクラーからの放水と高エネルギー配管破損による溢水を合わせて想定する。なお、火災の検知システム及びスプリンクラーの作動方式から、高エネルギー配管の破損によってもスプリンクラーが作動しないことの根拠と妥当性が示される場合は、高エネルギー配管破断とスプリンクラーからの放水による溢水を合わせて想定しないとしても良い。</p> <p>スプリンクラーの作動による溢水量は、項目(1)に従い算出する。また、高エネルギー配管からの</p>	<p>(i) 溢水源の想定（火災を検知して自動作動するスプリンクラーからの放水）</p> <p>① 高エネルギー配管破損によってスプリンクラーが作動することを想定し、スプリンクラーからの放水と高エネルギー配管破損による溢水との重量を想定することを確認。</p> <p>② 高エネルギー配管破損によってもスプリンクラーが作動しない作動方式を採用する場合は、その作動方式の妥当性を確認。</p>	<p>① スプリンクラーからの放水時間の設定は、火災発生時の中央制御室での警報発信後から、運転員の現場到着までの時間、状況確認及びスプリンクラーの放水停止までの時間に保守性を考慮して設定する方針としていることを確認した。</p> <p>高エネルギー配管破断時の環境温度よりも高い作動温度のスプリンクラーヘッドを適用することで高エネルギー配管の破損によってもスプリンクラーが誤って作動しないため、高エネルギー配管破断とスプリンクラーからの放水による溢水をあわせて想定しない。スプリンクラー設備は消防法施行規則に定める設置及び維持に関する技術上の基準を満足した設計とする。したがって、スプリンクラーヘッド、感知器及び予作動弁は消防認定品とする。さらに、感知器から予作動弁に信号を送るケーブルは消防法施行規則第12条及び消防庁告示第11号により認められた耐熱電線を使用することで、耐熱仕様による保護がされているため、予作動弁の開動作に影響を及ぼさず、火災によりケーブルが損傷し、直ちに信号が遮断されることはない設計であることを確認した。</p> <p>② 同上</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>溢水量は、項目2.1.1に従い算出する。</p>	<p>（ii）溢水量の設定（火災を検知して自動作動するスプリンクラーからの放水）</p> <p>① ガイドに従い項目「（1）火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水」に従い算出する。また、高エネルギー配管からの溢水量は、項目2.1.1に従い算出する方針であることを確認。</p>	<p>① 同上</p>

（3）原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（3）原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水</p> <p>原子炉格納容器スプレイ系統が機器の動作等（誤作動も含む）により放出されるスプレイ水を想定する。</p> <p>溢水量は、全ての原子炉格納容器スプレイポンプが作動し定格のスプレイ流量が放出され、運転員がポンプ停止操作を完了するまでの時間に放出される量とする。</p> <p>ただし、誤作動に対しては、原子炉格納容器スプレイ系統において誤作動が発生しないようにインターロック等の対策が講じられていれば、スプレイ水による溢水を考慮しないことができる。</p>	<p>（i）溢水源の想定（原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水）</p> <p>① 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水を想定していることを確認。</p> <p>② 当該の溢水源を除外する場合は、原子炉格納容器スプレイ系統において誤作動防止のインターロック等の対策が講じられている設計であることを確認。</p>	<p>① 発電所内で生じる異常状態（火災を含む。）の拡大防止のために設置される系統からの放水のうち、消火栓からの放水、スプリンクラーからの放水及び格納容器スプレイ系からの放水があるが、格納容器スプレイ系については原子炉格納容器内でのみ生じ、防護対象設備は耐環境性があることから格納容器スプレイ系の作動により発生する溢水により原子炉格納容器内の防護対象設備が安全機能を損なうことはないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、格納容器スプレイ系統については格納容器内のみで生じ、防護対象設備は耐環境性があることから格納容器スプレイ系統の作動により発生する溢水により格納容器内の防護対象設備が安全機能を損なうことはないことが示されている。（P1-9-別1-55）</p> <p>② 格納容器スプレイ系の作動回路は、チャンネルの単一故障を想定してもその機能を失うことがなく、かつ、偽の信号発生等による誤動作を防止する設計とすることを確認した。</p> <p>具体的には、原子炉格納容器圧力異常高の「2 out of 4」信号による自動作動又は中央制御盤上の操作スイッチ2個を同時に操作することによる手動作動としていることを確認する方針とすることを確認した。</p>
	<p>（ii）溢水量の設定（原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水）</p> <p>① 溢水量は、全ての原子炉格納容器スプレイポンプが作動し定格のスプレイ流量が放出され、運転員がポンプ停止操作を完了するまでの時間に放出される量とすることを確認。</p>	<p>① 同上</p>

3. 3 地震による溢水

(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水</p> <p>流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による地震力によって破損が生じるとされる機器について、破損を想定する。</p> <p>基準地震動によって破損し漏水が生じる機器とは、基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイドにおいて、耐震設計上の重要度分類 B、C クラスに分類される機器（以下、「B、C クラス機器」という。）とする。</p> <p>ただし、B、C クラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものについては、漏水を考慮しないことができる。（解説—2. 1. 3—1）</p> <p>漏水が生じるとした機器のうち、防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとする。</p> <p>溢水量は、以下を考慮して求める。</p> <p>① 配管の場合は、完全全周破断とし、系統の全保有水量が漏えいするものとする。なお、配管の高さや引き回し等の関係から保有水量の流出範囲が明確に示せる場合は、その範囲の保有水量を放出するものとして溢水量を算出できる。</p> <p>ただし、循環水管に破損を想定する場合は、循環水管の構造強度を考慮して、伸縮継手部が全円周状に破損するとして溢水量を求めることができる。</p> <p>② 容器の場合は、容器内保有水の全量流出を想定する。</p>	<p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、地震等の自然現象による機器の破損等により生じる溢水における、溢水源及び溢水量を設定する方針としているか。</p> <p>(i) 地震による溢水源の想定</p> <p>① 「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」における、耐震設計上の重要度分類 B、C クラスに分類される機器（以下、「B、C クラス機器」という。）であって、流体を内包する機器（配管、容器）が、溢水源としていることを確認。</p> <p>補足説明資料において、流体を内包する機器（配管、容器）が、網羅的に抽出していることが示されていること。また、プラントウォークダウン等により防護対象設備が設置されている建屋等の周辺の屋外タンク等の溢水源を特定した上で、その溢水源の名称、容量、配置等がしめされているか。</p> <p>② 溢水源から除外する場合、耐震 B、C クラスの機器について耐震性を確認した耐震評価方法等を確認。</p> <p>注：内包する流体の量が少ないことをもって対象から除外するのは不可。</p>	<p>① 溢水ガイドを踏まえ、基準地震動による地震力により発電所内で発生する溢水を想定するとし、地震以外の自然現象（津波を除く。以下本節において同じ。）により発生する溢水は、竜巻、地滑り及び外部火災に伴う一部の機器の破損等による溢水を除き、地震による溢水に包絡されることから対象としないとしていることを確認した。</p> <p>具体的な溢水源として、流体を内包する耐震 B、C クラス機器（配管及び容器）のうち基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されない機器の破損による溢水、竜巻によって飛来した飛来物の衝突による消火水バックアップタンク（耐震 C クラスではあるが、基準地震動による地震力に対して機能を維持できる設計）の破損による溢水、地滑りによる屋外タンクの破損による溢水、外部火災における森林火災発生時の固体廃棄物貯蔵庫への散水設備からの放水による溢水及び使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水を想定していることを確認した。</p> <p>② 溢水源から除外する理由を以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐震 S クラスの機器については、基準地震動による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しないことを確認した。 耐震 B、C クラスの機器のうち、耐震 S クラスの機器と同様に基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの（水位制限によるものを含む。）又は耐震対策工事により、耐震性を確保するものについては溢水源として想定しないことを確認した。 防護対象設備が設置されていない水密化区画内で生じる溢水は、溢水源として想定しないとしていること、かつ、地震起因により水密化区画内で発生が想定される溢水は、区画外へ漏えいしない設計とすることを確認した。 <p>耐震評価の具体的な考え方を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 構造強度評価に係る応答解析は、基準地震動を用いた動的解析によることとし、機器の応答性状を適切に表現できるモデルを設定する。その上で、当該機器の据付床の水平方向及び鉛直方向それぞれの床応答を用いて応答解析を行い、それぞれの応答解析結果を適切に組み合わせる。 応答解析に用いる減衰定数は、安全上適切と認められる規格基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。 応力評価に当たり、簡易的な手法を用いる場合は評価結果が厳しい箇所については詳細評価を実施することで健全性を確保する。

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>③ 漏えいを検出する機能が設置され、自動又は手動操作によって、漏えいを停止させることができる場合は、この機能を考慮することができる。</p> <p>漏えい停止機能に期待する場合は、停止までの適切な時間を考慮して溢水量を求めることができる（付録B参照）。ただし、地震時において漏えいを自動で停止させる場合には、自動で作動する機器、信号などが地震時においても機能喪失しないことが示されていなければならない。また、手動で停止させる場合には、停止までの操作時間が地震時においても妥当であることが示されていなければならない。</p> <p>漏えい停止を運転員等の手動操作に期待する場合にあたっては、保安規定又はその下位規定にその手順が明確にされていなければならない。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>解説—2. 1. 3-1「B、Cクラス機器であっても、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの」について 基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるものとは、製作上の裕度等を考慮することにより、基準地震動による地震力に対して耐震性を有すると評価できるものをいう。</p> </div>	<p>③ 補足説明資料において、以下の事項が示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 工認図書ではなく実施設計の耐震クラスを採用する場合、その確認の具体的な方法（メーカー仕様書やP&ID等）等のエビデンス ・ 評価対象から除外する場合、耐震性や空運用等の根拠 ・ 代表ケースにて溢水伝播評価を行う場合、評価モデルの妥当性・保守性 <p>（ii）地震による溢水量の設定</p> <p>① 配管は、完全全周破断とし、系統の全保有水量が漏えい量としていることを確認（循環水配管は付録B参照）。</p> <p>② 容器は、容器内保有水の全量流出を想定していることを確認。</p> <p>③ 対象となったB、Cクラス機器については、溢水の影響が最も大きくなるように機器（配管、容器）の破損位置を選定していることを確認。</p> <p>④ 溢水量を算定するにあたり、漏えいを停止させる機能として漏えいを検出する機能に期待する場合、自動又は手動操作によって、以下のとおり考</p>	<p>・ 基準地震動による発生応力に対する評価基準値は、安全上適切と認められる規格基準で規定されている値又は試験等で妥当性が確認されている値を用いる。</p> <p>・ バウンダリ機能確保の観点から、設備の実力を反映する場合には規格基準以外の評価基準値の適用も検討する。</p> <p>③ 補足説明資料において、地震時に溢水源となりうる耐震B、Cクラス機器について、耐震評価実施の考え方が以下のとおり示されている。（P1-9-53、54、1-9-別1-59～63、447～475、1-9-別1補-336～379） 溢水源となり得る機器（流体を内包する機器）のうち、基準地震動による地震力により破損が生じる機器を溢水源として想定する。耐震Sクラスの機器については、基準地震動による地震力によって破損は生じないことから溢水源として想定しない。 また、耐震B、Cクラスの機器のうち、耐震Sクラスの機器と同様に基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの（水位制限によるものを含む。）又は耐震対策工事により、耐震性を確保するものについては溢水源として想定しない。 溢水量の算出に当たっては、漏水が生じるとした機器のうち防護対象設備への溢水の影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価する。溢水源となる容器については全保有水量を考慮し、溢水源となる配管については完全全周破断による溢水量を考慮する。また、運転員による手動操作により漏えい停止を行う溢水源に対して、異常の検知、事象の判断、漏えい箇所の特特定、漏えい箇所の隔離等により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作を含む。）に保守性を考慮して設定し、溢水量を算出するとともに、隔離後の隔離範囲内の系統の保有水量を溢水量に考慮する。</p> <p>① 配管の破損により生じる溢水量は、流出流量と隔離時間とを乗じて得られる漏水量と、隔離範囲内の保有水量を合算して設定する方針としていることを確認した。 溢水源となる容器については全保有水量を考慮し、溢水源となる配管については完全全周破断による溢水量を考慮することを確認した。また、循環水管の伸縮継手部の全円周状の破損を想定し評価する。具体的には、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水、循環水管の損傷箇所からの津波による海水の流入を考慮することを確認した。</p> <p>② 容器の破損により生じる溢水量は、容器内保有水の全量流出を基本としていることを確認した。</p> <p>③ 漏水が生じるとした機器については、防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置で漏水が生じるものとして評価するとしていることを確認した。</p> <p>④ 運転員の手動操作による漏えい停止が期待できる場合には、隔離時間を考慮して設定するとしていることを確認した。 運転員による手動操作により漏えい停止を行う溢水源に対して、異常の検知、事象の判断、漏えい箇所</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>慮する設計としていることを確認。</p> <p>（漏えい停止を自動で操作させる場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震時において機能喪失しないこと。 <p>（運転員等の手動操作に期待する場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 手動による停止まで間、地震発生を踏まえた適切な操作時間を考慮すること。また、その手順が明確にされていること。 	<p>の特定、漏えい箇所の隔離等により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作を含む。）に保守性を考慮して設定し、溢水量を算出するとともに、隔離後の隔離範囲内の系統の保有水量を溢水量に考慮することを確認した。</p>

（2）使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>（2）使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水が基準地震動による地震力によって生じるスロッシングによってプール外へ漏水する可能性がある場合は、溢水源として想定する。</p>	<p>（i）使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水源の想定</p> <p>① 基準地震動 S_s による地震力によって生じる使用済燃料貯蔵プール水のスロッシングを溢水源として想定していることを確認。</p>	<p>① 使用済燃料ピットからの溢水量については、基準地震動により発生するスロッシングによるピット外への漏水量としていることを確認した。</p>
<p>3. 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の溢水評価</p> <p>3. 1 溢水源及び溢水量の想定</p> <p>溢水源としては、2. 1 項の原子炉施設の溢水源及び溢水量の想定と同じ溢水源と溢水量を想定する。</p> <p>3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</p> <p>（1）発電所内に設置された機器の破損による漏水</p> <p>流体を内包する機器（配管、容器）のうち、基準地震動による地震力によって、破損が生じるとされる機器について、2. 1. 3（1）項の原子炉施設と同じように破損による溢水を想定する。</p> <p>（2）使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによ</p>	<p>（ii）使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水量の設定</p> <p>① 基準地震動 S_s による使用済燃料貯蔵プール水のスロッシングによって生じるプール外への漏えい量を、保守的な SFP のモデル化（水張り状態、ラックやフェンスの考慮の有無等）および境界条件（壁等による跳ね返り挙動の有無等←川内では考慮有）を設定し流体解析を実施することを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、流体解析を行う上で、以下の事項を考慮していることが示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ モデリングが実際のプールの形状（水面近傍のダクト、サンプ等）を模擬したものであること（3次元が基本）。 ◇ 3次元形状を簡略化している場合、評価が非安全側になっていないこと。 ◇ 2次元モデルを使用している場合、3次元モデルによるスロッシングを包絡していること。 ◇ 使用済燃料プールのスロッシングに伴う溢水 	<p>① 使用済燃料ピットのスロッシングによる溢水量の算出に当たっては、基準地震動による地震力によって生じるスロッシング現象を3次元流動解析により評価し、使用済燃料ピット外へ漏えいする水量を考慮することを確認した。また、使用済燃料ピットの初期水位等の評価条件は保守的となるように設定することを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、使用済燃料ピットのあるフロアレベルの全体をモデル化範囲とし、スロッシングによる溢水量を評価するために、使用済燃料ピットだけでなく、A/B キャンナル、キャスクローディングピットのすべてに水張りされた状態で、初期水位を使用済ピット水位高警報設定値（H.W.L.）とした3次元流動解析により溢水量を算出し、さらにそれらの溢水量が使用済燃料ピットのみから流出したものとして保守的な評価を行うことが示されている。（1-9-別 1-87～92、500～523）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>る溢水 使用済燃料貯蔵プール水が、地震に伴うスロッシングによってプール外へ漏水する可能性のある場合は、2.1.3(2)項の原子炉施設と同じように溢水源として想定する。</p>	<p>量評価について、有限要素法解析のメッシュの設定方法（シェル要素、ソリッド要素等）、ローラー指示、メッシュの細かさ等の妥当性は示されていること。</p>	

3. 4 その他の要因による溢水

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、上記以外の溢水における、溢水源及び溢水量を設定する方針としているか。</p> <p>① 上記以外の溢水源の有無について検討していることを確認。</p>	<p>① 竜巻によって飛来した飛来物の衝突による消火水バックアップタンクの破損による溢水、地滑りによる屋外タンクの破損による溢水、外部火災における森林火災発生時の固体廃棄物貯蔵庫への散水設備からの放水による溢水を溢水源として設定する方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、設置許可基準第9条第1項には、溢水が発生した際に安全施設の安全機能を損なわないことが要求されており、地震による屋外タンクの破損、津波、豪雨等の自然現象による屋外の溢水事象について評価を実施している。設置許可基準第六条の適合性を「高浜1号炉及び2号炉外部事象の考慮について」において抽出された事象に照らして溢水の影響評価の有無を整理したことが示されている。（P1-9-別1補-481～483）（P1-9-別1補-481～483）</p>

4. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 2. 3 溢水防護区画の設定</p> <p>溢水防護に対する評価対象区画は、2. 2. 2 項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。</p> <p>全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、2. 2. 2 項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図を照合しなければならない。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により図示されていることを確認する。</p> <p>なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p> <p>2. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けずその機能が確保されるか否かを評価する（図-1）。</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象とする。</p> <p>（1）溢水経路の設定</p> <p>溢水経路の設定にあたっては、溢水防護区画内漏えいと溢水防護区画外漏えいの2通りの溢水経路を想定する。</p> <p>a. 溢水防護区画内漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画内漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように当該溢水区画から他区画への流出がないように溢水経路を設定する。</p> <p>評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考</p>	<p>防護対象設備の設計方針を検討するに当たり、防護対象設備が設置される区画及び溢水経路を設定する方針としているか。</p> <p>（溢水防護区画の設定）</p> <p>① 溢水に対して防護する設備及び防護するために操作が必要な設備のある場所を評価対象区画（溢水防護区画）とするとしていることを確認。</p> <p>（操作が必要な場所の例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御室 ・ 現場操作が必要な設備へのアクセス通路 <p>補足説明資料において、溢水防護区画が、全ての防護対象設備を対象としていることを、系統図及び配置図により示されているか。</p> <p>② 溢水防護区画の設定は、防護対象設備が設置されている全ての区画を対象に、障壁、堰又はそれらの組み合わせによって区画の境界を設定していることを確認。</p> <p>（立体的な溢水経路）</p> <p>③ 立面的な溢水経路としては、上層階から階段、機器ハッチ等の床面開口部分を経由して下階へ伝播する場合においても、各階の溢水量が滞留したとして評価し、下の階へ全量が伝播するよう設定していることを確認。</p> <p>（平面的な溢水経路（溢水防護区画内））</p> <p>④ 平面的な溢水経路としては、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高くなるように、当該溢水区画から他区画への流出がないように設定していることを確認。なお、他の区画への流出を期待する場合は、明らかに流出が期待できることを定量的に示されることを確認。</p> <p>（平面的な溢水経路（溢水防護区画外））</p> <p>⑤ 平面的な溢水経路としては、防護対象機器の存在</p>	<p>（溢水防護区画の設定）</p> <p>① 溢水ガイドを踏まえて、防護対象設備が設置されている全ての場所並びに中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路を対象に溢水防護区画を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>② 溢水防護区画の設定が、防護対象設備が設置されている全ての区画等を対象に、壁、扉、堰等又はそれらの組合せによって設定する方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、内部溢水防護対象設備配置図で溢水防護区画が示されている。（1-9-別 1-178～193）</p> <p>（立体的な溢水経路）</p> <p>③ 上層階の溢水は階段あるいは機器ハッチを経由して下層階へ伝播することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、上層階から下層階への溢水経路概念図が示されている。（1-9-別 1-196～198）</p> <p>（平面的な溢水経路（溢水防護区画内））</p> <p>④ 溢水防護区画の水位が最も高くなるように保守的に溢水経路を設定することを確認した。</p> <p>具体的には、溢水ガイドを踏まえて、溢水防護区画内外で発生する溢水を想定した上で、床ドレン、床面開口部、扉等からの流入又は流出を保守的に設定した条件で当該区画の水位が最も高くなる経路を溢水経路として設定する方針としていることを確認した。ただし、消火活動時の区画扉は、開放状態と設定していることを確認した。</p> <p>（平面的な溢水経路（溢水防護区画外））</p> <p>⑤ 溢水防護区画外で発生する溢水に対しては、床ドレン、天井面開口部及び貫通部、壁貫通部並びに扉か</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>え方を以下に示す。</p> <p>(a)床ドレン 評価対象区画に床ドレン配管が設置され他の区画とつながっている場合であっても、目皿が1つの場合は、他の区画への流出は想定しないものとする。 ただし、同一区画に目皿が複数ある場合は、流出量の最も大きい床ドレン配管1本からの流出は期待できないものとする。この場合には、床ドレン配管における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(b)床面開口部及び床貫通部 評価対象区画床面に床開口部又は貫通部が設置されている場合であっても、床面開口部又は床貫通部から他の区画への流出は、考慮しないものとする。 ただし、以下に掲げる場合は、評価対象区画から他の区画への流出を期待することができる。 流出を期待する場合は、床開口部及び床貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>① 評価対象区画の床貫通部にあっては、貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があって、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>② 評価対象区画の床面開口部にあっては、明らかに流出が期待できることを定量的に確認できる場合</p> <p>(c)壁貫通部 評価対象区画の境界壁に貫通部が設置され、隣との区画の貫通部が溢水による水位より低い位置にある場合であっても、その貫通部からの流出は考慮しないものとする。 ただし、当該壁貫通部を貫通する配管、ダクト、ケーブルトレイ又は電線管と貫通部との間に隙間があって、明らかに流出が期待できるこ</p>	<p>する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流入する水量は多く、排出する水量は少なくなるように設定）なるように設定していることを確認。</p> <p>⑥ ユニット間で共用する建屋及び一体構造の建屋に設置される溢水源となる機器等は、共用の有無に係わらずその建屋内で単一の溢水源を想定し、建屋全体の溢水経路を考慮していることを確認。</p>	<p>ら溢水防護区画内への流入を想定した条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を設定する。ただし、床ドレン、天井面開口部及び貫通部、壁貫通部並びに扉に流入防止対策が施されている場合は溢水防護区画外からの流入を考慮しないことを確認した。</p> <p>⑥ 他の号炉と共用する制御建屋について、建屋全体の溢水経路を考慮していることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>とを定量的に確認できる場合は、他の区画への流出を考慮することができる。</p> <p>流出を期待する場合は、壁貫通部における単位時間あたりの流出量を算出し、溢水水位を評価すること。</p> <p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合であっても、当該扉から隣室への流出は考慮しないものとする。</p> <p>(e) 排水設備</p> <p>評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>b. 溢水防護区画外漏えいでの溢水経路</p> <p>溢水防護区画外漏えいでの溢水経路の評価を行う場合、防護対象機器の存在する溢水防護区画の水位が最も高く（当該溢水区画に流出する水量は多く、排出する流量は少なくなるように設定）なるように溢水経路を設定する。</p> <p>評価を行う場合の各構成要素の溢水に対する考え方を以下に示す。</p> <p>(a) 床ドレン</p> <p>評価対象区画の床ドレン配管が他の区画と繋がっている場合であって、他の区画の溢水水位が評価対象区画より高い場合は、水位差によって発生する流入量を考慮する。</p> <p>ただし、評価対象区画内に設置されている床ドレン配管に逆流防止弁が設置されている場合は、その効果を考慮することができる。</p> <p>(b) 天井面開口部及び貫通部</p> <p>評価対象区画の天井面に開口部又は貫通部がある場合は、上部の区画で発生した溢水量の全</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>量が流入するものとする。</p> <p>ただし、天井面開口部が鋼製又はコンクリート製の蓋で覆われたハッチに防水処理が施されている場合又は天井面貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>なお、評価対象区画上部にある他の区画に蓄積された溢水が、当該区画に残留すると評価できる場合は、その残留水の流出は考慮しなくてもよい。</p> <p>(c) 壁貫通部</p> <p>評価対象区画の境界壁に貫通部が設置されている場合であって、隣の区画の溢水による水位が貫通部より高い位置にある場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。</p> <p>ただし、評価対象区画の境界壁に貫通部に密封処理等の流出防止対策が施されている場合は、評価対象区画への流入は考慮しないことができる。</p> <p>(d) 扉</p> <p>評価対象区画に扉が設置されている場合は、隣室との水位差によって発生する流入量を考慮する。</p> <p>当該扉が水密扉である場合は、流入を考慮しないことができる。ただし、水密扉は、溢水時に想定される水位により発生する水圧に対し水密性が確保でき、その水圧に耐えられる強度を有している場合に限る。</p> <p>(e) 堰</p> <p>溢水が発生している区画に堰が設置されている場合であって、他に流出経路が存在しない場合は、当該区画で発生した溢水は堰の高さまで蓄積されるものとする。</p> <p>(f) 排水設備</p> <p>評価対象区画に排水設備が設置されている場合であっても、当該区画の排水は考慮しないものとする。ただし、溢水防止対策として排水設</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>備を設置することが設計上考慮されており、工事計画の認可を受ける等明らかに排水が期待できることを定量的に確認できる場合には、当該区画からの排水を考慮することができる。</p> <p>（2）溢水防護区画の評価に用いる各項目の算出 溢水防護区画の評価で没水、被水評価の対象区画の分類例を図-2に示す。また、溢水防護区画の評価で蒸気評価の対象区画の分類例を図-3に示す。 各項目の算出方法を以下に示す。</p> <p>a. 没水評価に用いる水位の算出方法 影響評価に用いる水位の算出は、漏えい発生階とその経路上の評価対象区画の全てに対して行う。 水位：Hは、下式に基づいて算出する。</p> $H = Q / A$ <p>ただし、各項目は以下とする。 Q：流入量(m3) 「2. 1 溢水源及び溢水量の想定」で想定した溢水量に基づき、「2. 2. 4（1）溢水経路の設定」の溢水経路の評価に基づき評価対象区画への流入量を算出する。 A：滞留面積(m2) 評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。</p> <p>なお、滞留面積は、壁及び床の盛り上がり（コンクリート基礎等）範囲を除く有効面積を滞留面積とする。</p> <p>b. 被水評価に用いる飛散距離の算出方法 被水評価に用いる飛散距離の算出は、防護対象設備が存在する区画を対象に行う。</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>飛散距離：Xは次式に基づいて算出する。（図-4）</p> <p>ただし、各項目は以下とする。</p> <p>V=噴出速度 (m/s)</p> <p>ϕ = 噴出角度（破損位置や天井への衝突等も考慮し、飛散距離Xが最大となるϕを採用する）</p> <p>H=破損位置の床上高さ (m)</p> <p>g=重力加速度 (m/s²)</p> <p>P=管内圧力 (Pa)</p> <p>γ=水の比重量 (kg/m³)</p> <p>なお、上記の式は空気抵抗を考慮していない安全側の評価式であるため、必要に応じて空気抵抗を考慮することができる。</p> <p>c. 蒸気評価に用いる拡散範囲の算出方法</p> <p>蒸気評価に用いる拡散範囲は、適切な評価方法を用いて妥当な評価範囲を設定する。</p> <p>評価手法を用いて拡散範囲の算出を行わない場合には、保守側に連通した複数の区画全体に蒸気が拡散するものとする。</p> <p>ただし、評価方法として、汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、使用した解析コードの蒸気拡散計算への適用性と評価条件を示すこと。</p>		
<p>3. 2. 3 溢水防護区画の設定</p> <p>溢水防護に対する評価対象区画は、3. 2. 2項に該当する溢水防護対象設備が設置されている全ての区画、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路について設定すること。</p> <p>全ての防護対象設備が対象となっていることを確認するために、3. 2. 2項に該当する防護対象設備の系統図及び配置図とを照合しなければならない。</p> <p>また、アクセス通路については、図面等により</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>図示されていることを確認する。なお、同じ部屋であっても、溢水による影響を考慮した堰等で区切られている場合には、区切られた区画を溢水防護区画として取り扱うことができる。</p>		

5. 防護対象設備を防護するための設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（溢水による損傷の防止等）</p> <p>第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>1 第1項は、設計基準において想定する溢水に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項規定する「発電用原子炉施設内における溢水」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、消火系統等の作動又は使用済燃料貯蔵槽のスロッシングにより発生する溢水をいう。</p> <p>3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。</p>	<p>防護対象設備は、溢水に関して、没水影響、被水影響及び蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針としているか。</p> <p>また、原子炉制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路に対しては、環境条件等を考慮しても、接近の可能性が失われない設計方針としているか。</p> <p>（基本的な防護設計方針）</p> <p>① 発電用原子炉施設内における溢水に対して、防護する必要がある設備の安全機能が損なわれない設計とすることを確認。（具体的設計方針の確認は（1）～（5））</p> <p>（重要度の特に高い安全機能を有する系統に対する基本的な防護設計方針）</p> <p>② 重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能が損なわれないよう（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）に別の溢水防護区画に設置するなどの設計とすることを確認。</p> <p>（運用上の措置）</p> <p>③ 発電用原子炉施設内における溢水に対して、防護する必要がある設備の安全機能が損なわれない設計とするための運用を確認。</p>	<p>① 原子炉施設内における溢水として、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む。）、消火水系統（スプリンクラーを含む。）等の作動又は使用済燃料ピットのスロッシングにより発生した溢水を考慮し、防護対象設備が没水、被水及び蒸気の影響を受けて、その安全機能を損なうことのない設計（多重性又は多様性を有する設備が同時にその安全機能を損なうことのない設計）とすることを確認した。また、溢水評価に当たっては、溢水防護区画を設定し、溢水評価が保守的になるように溢水経路を設定する。現場操作が必要な設備に対しては、必要に応じて環境の温度及び放射線量並びに薬品等による影響を考慮しても、運転員による操作場所までのアクセスが可能な設計とすることを確認した。</p> <p>（個別評価に対する設計方針は（1）～（5）に記載。）</p> <p>② 防護対象設備が、多重性又は多様性を有し、各々を別区画に設置することにより、同時に安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>③ 溢水評価において、期待する壁、扉、堰等の浸水防護設備、保護カバー、防護カバー等の設備については、継続的な保守管理や水密扉閉止等の運用を適切に実施するためにその手順を明確にする。また、溢水評価において、溢水量を制限するために漏えい停止操作に期待する場合は、その手順を明確にする。さらに、それらの手順を確実に実施するために、継続的な教育訓練を実施することを確認した。</p> <p>(1) 配管の想定破損による溢水、スプリンクラーからの放水による溢水及び地震による溢水が発生する場合には、的確に操作を行うために手順等を整備する。</p> <p>(2) 溢水防護区画において、各種対策設備の追加及び資機材の持込み等により評価条件としている可燃性物質の量及び滞留面積に見直しがある場合は、溢水評価への影響確認を行う。</p> <p>(3) 水密扉については、開放後の確実な閉止操作、中央制御室における閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を的確に行うために手順を整備する。</p> <p>(4) 運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい。）により、低エネルギー配管としている設備の運転時間実績管理を行う。</p> <p>(5) 機能喪失高さが低い防護対象設備が消火水の放水による溢水により機能喪失することのないよう、消</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>火水放水時の注意事項を現場に表示する。</p> <p>(6) 火災時に消火水を放水した場合は、消火水による防護対象設備の安全機能への影響の有無を確認するために、防護対象設備の安全機能が損なわれていないことを保守管理で確認する。</p> <p>(7) 消火活動の結果を踏まえ、放水後の放水量の内部溢水評価に係る妥当性について検証を行う。</p> <p>(8) 配管の想定破損により、防護対象設備が蒸気環境に曝された場合は、防護対象設備の安全機能が損なわれていないことを保守管理で確認する。</p> <p>(9) 配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために継続的な肉厚管理を実施する。</p> <p>(10) 浸水防護設備及び防護対象設備の機能維持に必要な設備に対して、要求される機能を維持するため、適切な保守管理を実施する。また、故障時においても補修を実施する。</p> <p>(11) 内部溢水全般（評価内容並びに溢水経路、防護対象設備、水密扉、堰等の設置の考え方等）について教育を定期的実施する。</p> <p>(12) 火災が発生した場合の初期消火活動及び自衛消防隊による消火活動時の放水に関する注意事項について、教育を定期的実施する。</p> <p>(13) 運転員が内部溢水発生時に的確な判断・操作等が実施できるよう、内部溢水発生への対処に係る訓練を定期的実施する。</p> <p>(14) タンクにおいて、水位制限を設ける場合は手順を整備する。</p>

（1）没水の影響に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（3）影響評価</p> <p>原子力発電所内で発生する溢水に対して、防護すべき対象機器が、以下に示す没水、被水及び蒸気の要求を満足しているか確認する。</p> <p>a. 没水による影響評価</p> <p>想定される溢水源に基づいて評価した評価対象区画における最高水位が、2. 2. 2項で選定された防護対象設備の設置位置を超えないことを確認する。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、歩行に影響のない水位（階段堰高さ）であること及び必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p> <p>上記、設置位置及びアクセス通路の水位が判断基準を超える場合又は環境の温度、放射線により現場操作が必要な設備へ接近できないと判断される場合は、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>（4）溢水による影響評価の判定</p> <p>（3）の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p>	<p>防護対象設備は、没水影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針としているか。また、必要に応じて溢水源に対する対策を講じることとしているか。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>（i）防護対策設備に対する防護</p> <p>① 溢水水位に対し、防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価することを確認。</p> <p>（機能喪失高さ）</p> <p>② 没水影響評価において、防護対象設備が想定される没水高さに対して機能喪失高さを超えない設計方針であることを確認。</p> <p>（裕度）</p> <p>③ 機能喪失高さは、想定される没水高さに対して裕度が考慮されて設定されていることを確認。</p> <p>（例）</p> <p>中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、歩行に影響のない水位であること及び必要に応じて環境条件（放射線量等）を考慮すること。</p>	<p>溢水ガイドを踏まえ、没水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>① 「3.」にて算出された溢水量、「4.」にて設定した溢水防護区画及び溢水経路から算出した溢水水位に対し、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定破損により生じる溢水経路図が示されている。（P1-9-別 1-254～325）</p> <p>② 溢水による水位が、溢水の影響を受けて防護対象設備の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らない設計とすることを確認した。</p> <p>機能喪失高さ、溢水防護区画を構成する壁、扉、堰等については、現場の設備等の設置状況を踏まえ、評価条件を設定することを確認した。</p> <p>防護対象設備の機能喪失高さの考え方については、「第 1.6.6 表 機器と機能喪失高さの考え方」を確認した。</p> <p>補足説明資料において、「図 1 機能喪失高さと滞留面積の考え方」が示されている。（P1-9-別 1-136）</p> <p>また、想定破損により生じる溢水による没水影響評価結果が一覧で示されており、溢水水位が機能喪失高さを上回る場合には、堰等により対策を講じている。（P1-9-別 1-222～253）</p> <p>③ ②の設計とした上で、流入状態、溢水源からの距離、運転員のアクセス等による一時的な水位変動を考慮し、発生した溢水水位に対して裕度を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>具体的には、防護対象設備に対して溢水防護区画ごとに算出される溢水水位にゆらぎの影響を踏まえた裕度 100mm を確保することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定破損時の溢水による影響評価、消火水の放水による影響評価及び地震時の溢水による影響評価から対象機器を抽出し、判定基準に対し裕度が小さいエリアについて、溢水の伝播に伴う水面のゆらぎの影響を検討した結果が示されている。</p> <p>前述のとおり、放水による影響、地震に起因する影響、想定破損による影響それぞれの評価によりゆらぎの影響は小さいと考えられるが、さらなる安全性向上のため、裕度が 10cm 以下の設備に対し水面のゆらぎ対策として堰の設置等を実施することを確認した。対策を実施する設備を表 1、2、3 に、ゆらぎ対策の考え方及び対策例が図 4 に示されている。（P1-9-別 1 補-509～519）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(ii) 溢水源に対する防護</p> <p>① 防護対象設備の安全機能が損なわれないようにするため、「3.」で設定した溢水源に対して没水影響の観点から対策を講じる場合には、その対策を確認。</p> <p>想定する機器破損等により生ずる溢水を発生要因とし、新たに構造物で区画化する対策を講じる場合には、その設計方針を確認する。</p> <p>補足説明資料において、対策工事の内容、その対策の成立性及び構造物を加えることによる影響（区画内外の設備に対する環境条件の変化に対する健全性、現場操作性、点検保守性、アクセス性の確保等）が検討されていることが示されているか。</p>	<p>① 防護対象設備が没水による影響を受けて、安全機能を損なうことのない設計とされていることを確認した。</p> <p>(想定破損)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高エネルギー配管の溢水評価では、応力評価の結果により想定した破損形状による溢水を想定し、異常の検知、事象の判断、漏えい箇所の特定、漏えい箇所の隔離等により漏えい停止するまでの時間（運転員の状況確認及び隔離操作を含む。）に保守性を考慮して設定し、溢水量を算出することを確認した。 ・主蒸気配管及び主給水配管の敷設エリアのうち、蒸気漏えい時における溢水により防護対象設備が没水するおそれのあるエリアにおいては、区画壁(水密扉を含む。)を設置し、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 <p>補足説明資料において、設置する区画壁は、基準地震動による地震力に対して浸水を防止する機能を維持し、溢水により発生する水圧等に対して水密性を有する設計とすることが示されている。(P1-9-別1-202,203)</p> <p>地震発生時の巡視点検により区画壁からの漏水を確認した場合、簡易堰の設置等により漏水の拡大防止を図るとともに、速やかに補修を行うことが示されている。(P1-9-別1補-391)</p> <p>主蒸気配管・主給水配管区画の施工方法、主蒸気配管・主給水配管区画化の設計、区画壁設置を考慮した建屋耐震評価が示されている。区画化により区画内外の設備に対する設計要件・基本設計方針（環境性、現地操作性の確保、アクセス通路の設定等の方針が示されている。(P1-9-別1補-633,634,635～654,672～675)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としていることを確認した。 <p>(消火)</p> <p>スプリンクラーからの放水については、スプリンクラーの設計方針で示されている放水量を用い、放水停止に要する時間については、火災発生時の中央制御室での警報発信後から、現場到着までの時間、状況確認及びスプリンクラーの放水停止までの時間に保守性を考慮して設定し、溢水量を算出することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、消火水の放水による溢水経路図が示されている。(P1-9-別1-429～446) また、没水の影響に対する防護対策及び評価結果が示されている。(P1-9-別1-423～428)</p> <p>(地震)</p> <p>耐震B、Cクラスの機器のうち、耐震Sクラスの機器と同様に基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの（水位制限によるものを含む。）又は耐震対策工事により耐震性を確保するものについては溢水源として想定しないことを確認した。</p>

（2）被水の影響に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>b. 被水による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の被水による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる配管が直視できる場合には、図-5に示す被水の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。（解説2.2.4-2）</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあっては、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、防滴仕様であることを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認する。</p>	<p>防護対象設備は、被水影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針としているか。また、必要に応じて溢水源に対する対策を講じることとしているか。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>（i）防護対策設備に対する防護</p> <p>① 溢水水位に対し、防護対象設備が安全機能を損なうおそれがないことを評価することを確認。</p> <p>（防滴仕様）</p> <p>② 防護対象設備が、JISで規定されている防滴仕様である場合、被水試験等により確認された防滴機能を有する設計とすることを確認。</p> <p>（被水対策措置）</p> <p>③ 防護対象設備の安全機能が損なわれないように</p>	<p>溢水ガイドを踏まえ、被水による影響として、破損した機器からの飛散による被水、天井開口部や貫通部からの被水及び消火水の放水による被水の影響を想定していることを確認した。</p> <p>① 溢水源となる機器からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水又は天井面開口部若しくは貫通部からの被水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計であることを確認した。補足説明資料において、被水評価フローによる評価の流れが示されている。</p> <p>① 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていること。</p> <p>② 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないこと。</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていること。</p> <p>④ 評価対象区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあっては、防護対象設備に対し被水防護措置がなされていること。</p> <p>⑤ 上記①～④を満足しない場合は、防護対象設備が防滴仕様であること。</p> <p>⑥ 上記①～⑤を満足しない場合は、被水防護措置を実施する。</p> <p>また、被水影響評価結果が示されている（P1-9-別1-42～47、1-9-別1-326～329）</p> <p>② 被水による影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計ととしている。具体的には、被水による影響を受ける範囲に防護対象設備が設置される場合は、保護カバーやパッキンにより安全機能を損なわない設計としている設備は、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわないことを被水試験により確認していること</p> <p>具体的には、被水評価において、保護カバーやパッキンにより安全機能を損なうことのない設計としている設備については、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なうことのないことを被水試験により確認する方針とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、電気機器の防滴性能はIEC規格60529に基づいて規定された、保護等級表示=IP(International Protection)で表され、第二特性の数字により定義されていることが示されている。（P1-9-別1補-438、439）</p> <p>③ 評価対象区画に流体を内包する機器を設置しておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、開</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>①項の「被水防護措置」とは、障壁による分離、距離による分離及び防水板等による被水防護等を行い、被水防護措置がなされている場合の例を図-6に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>解説-2. 2. 4-2 「被水による影響評価」 被水による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。 「溢水源となる配管については、配管径に関係なく、被水による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、溢水の飛散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> </div> <p>（4）溢水による影響評価の判定 （3）の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。 内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p>	<p>するため、以下の場合には、防護対象設備に対し被水防護措置がなされることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 溢水防護区画に流体を内包する機器が設置されている場合 ➤ 溢水防護区画に流体を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合 <p>補足説明資料において、被水防護措置のうち、防水板等による被水防護等を行う場合は、試験等により、その効果が検証されることが示されているか。また、これらの防護措置により、放熱できないことなどにより本来の機能を阻害されないことを考慮しているか。</p> <p>④ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあつては、必要に応じて環境条件（放射線量等）を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認。</p> <p>（ii）溢水源に対する防護</p> <p>① 防護対象設備の安全機能が損なわれないようにするため、「3.」で設定した溢水源に対して被水影響の観点から対策を講じる場合には、その対策を確認。</p>	<p>口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策をしていない場合は、防護対象設備に対し被水防護措置をしていることを確認した。</p> <p>具体的には、被水評価において、保護カバーやパッキンにより安全機能を損なうことのない設計としている設備については、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なうことのないことを被水試験により確認する方針とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、消火活動におけるスプリンクラーを設置していることから、被水防護対策で実施した操作箱への保護カバー等について、スプリンクラーからの放水による被水に対する検証試験を実施することが示されている。（P1-9-別1補431～440）</p> <p>④ 現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としていることを確認した。</p> <p>① 防護対象設備が被水の影響を受けて、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。（破損想定） 高エネルギー配管の没水評価では、完全全周破断による溢水を想定し溢水量を算出する。 低エネルギー配管の没水評価では、貫通クラックによる溢水を想定し溢水量を算出する。ただし、応力評価結果より一次+二次応力 S_n が許容応力 S_a に対して判定条件（$S_n \leq 0.4S_a$）を満足する配管については破損を想定しない。</p> <p>（消火水の放水） スプリンクラーからの放水によって、同時に2系統の防護対象設備が機能喪失するおそれがあるエリアにはハロン消火設備又は二酸化炭素消火設備を設置することで、防護対象設備の安全機能を損なうことのない設計とする。 消火栓による被水影響に対しては、防護対象設備が設置されている建屋内の防護対象設備に対して、消火水による不用意な放水を行わないことで防護対象設備が、被水の影響を受けて安全機能を損なうことのない運用を行う設計とすることを確認した。 消火水放水時の注意事項等を現場に表示することを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（ii）溢水源に対する防護</p> <p>① 防護対象設備の安全機能が損なわれないようにするため、「3.」で設定した溢水源に対して被水影響の観点から対策を講じる場合には、その対策を確認。</p>	<p>また、<u>消火水の放水による被水の影響については、防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことで、安全機能を損なわない運用を行う設計としている</u>ことを確認した。火災が発生した場合の初期消火活動及び自衛消防隊による消火活動時の放水に関する注意事項について、教育を定期的実施することを確認した。</p> <p>（地震）</p> <p>耐震B、Cクラスの機器のうち、耐震Sクラスの機器と同様に基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの（水位制限によるものを含む。）又は耐震対策工事により耐震性を確保するものについては溢水源として想定しないことを確認した。</p> <p>① 防護対象設備が被水の影響を受けて、安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>（破損想定）</p> <p>高エネルギー配管の没水評価では、完全全周破断による溢水を想定し溢水量を算出する。 低エネルギー配管の没水評価では、貫通クラックによる溢水を想定し溢水量を算出する。ただし、応力評価結果より一次+二次応力 S_n が許容応力 S_a に対して判定条件 ($S_n \leq 0.4S_a$) を満足する配管については破損を想定しない。</p> <p>（消火水の放水）</p> <p>スプリンクラーからの放水によって、同時に2系統の防護対象設備が機能喪失するおそれがあるエリアにはハロン消火設備又は二酸化炭素消火設備を設置することで、防護対象設備の安全機能を損なうことのない設計とする。</p> <p>消火栓による被水影響に対しては、防護対象設備が設置されている建屋内の防護対象設備に対して、消火水による不用意な放水を行わないことで防護対象設備が、被水の影響を受けて安全機能を損なうことのない運用を行う設計とすることを確認した。</p> <p>消火水放水時の注意事項等を現場に表示することを確認した。</p> <p>また、<u>消火水の放水による被水の影響については、防護対象設備に対して不用意な放水を行わないことで、安全機能を損なわない運用を行う設計としている</u>ことを確認した。火災が発生した場合の初期消火活動及び自衛消防隊による消火活動時の放水に関する注意事項について、教育を定期的実施することを確認した。</p> <p>（地震）</p> <p>耐震B、Cクラスの機器のうち、耐震Sクラスの機器と同様に基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの（水位制限によるものを含む。）又は耐震対策工事により耐震性を確保するものについては溢水源として想定しないことを確認した。</p>

（3）蒸気放出の影響に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>c. 蒸気による影響評価</p> <p>評価対象区画に設置されている防護対象設備の蒸気による影響については、以下の項目について確認する。</p> <p>防護対象設備から溢水源となる同じ区画にある場合には、図一七に示す蒸気の影響評価の考え方に従い確認する。</p> <p>また、溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。（解説2. 2. 4-3）</p> <p>① 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されていない場合は、天井面に開口部又は貫通部が存在しないことを確認する。</p> <p>③ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、かつ、天井面に開口部又は貫通部が存在する場合は、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていることを確認する。</p> <p>④ 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されておらず、天井面に開口部又は貫通部が存在し、かつ、当該開口部及び貫通部に密封処理等の流出防止対策がなされていない場合にあっては、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認する。</p> <p>⑤ ①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、耐蒸気仕様（想定される温度等を考慮した仕様）であることを確認する。</p> <p>⑥ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあっては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失わ</p>	<p>防護対象設備は、蒸気影響の観点で、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針としているか。また、必要に応じて溢水源に対する対策を講じることとしているか。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>（i）防護対策設備に対する防護</p> <p>① 蒸気の拡散による影響を確認するために解析等を実施することを確認。</p> <p>補足説明資料において、蒸気評価を行う際に以下の点を考慮することが示されているか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 汎用3次元流体ソフトウェア等を用いて拡散範囲を算出する場合には、蒸気拡散計算の目的に照らして、使用したソフトウェアにより評価できること（適用性、評価条件の妥当性及び総合的な保守性）。 ➢ 汎用3次元流体ソフトウェア等を使用しないで拡散範囲を算出する場合には、複数の区画全体に蒸気が拡散する前提としていること等の保守側に評価されていること。 <p>（耐蒸気仕様）</p> <p>② 評価対象区画に蒸気を内包する機器が設置されている場合は、防護対象設備に対し蒸気防護措置がなされていることを確認。例えば、防護対象設備が、耐蒸気仕様（想定される温度等を考慮した</p>	<p>溢水ガイドを踏まえ、高エネルギー配管及び耐震B、Cクラス機器の破損により放出される蒸気放出の影響を評価し、その影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることを認めた。</p> <p>① 防護対象設備に対する、漏えい蒸気の拡散による影響を確認するために、熱流体解析コード（GOTHICコード）を用い、実機を模擬した空調条件や解析区画を設定して解析を実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、蒸気影響評価の考え方が示されている。（P1-9-別 1-48～54、371～406、1-9-別 1補-202～225）</p> <p>溢水源となる配管系のうち、蒸気を内包する配管系に対し、系統ごとにすべての想定破損箇所（貫通クラック又は完全全周破断。ただし、ターミナルエンドは完全全周破断）のエリアにおいて、防護対象設備があれば、蒸気影響評価を実施する。なお、系統隔離により蒸気量を制限しているものについては、漏えい検知及び隔離手段に応じた隔離時間を設定し、環境温度を算出する。</p> <p>蒸気影響評価の結果、対策が必要なものは以下の対策を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離弁の設置等により蒸気流出量を制限する。 ・ 破断配管からの蒸気流出量を制限し、防護区画の環境影響を軽減する。具体的には破損想定箇所に防護カバーを設置する。 <p>（防護カバーは2重管の形状をしており、破断時に防護カバーと配管の隙間を狭く制限することで蒸気流出量を制限する。）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気配管・主給水配管のターミナルエンド部の完全全周破断に対して、「防護カバー」では影響緩和が十分でない箇所については周辺環境へ温度影響を及ぼさないようにする。具体的には主蒸気配管・主給水配管エリアに区画壁を設置し、漏えい蒸気を区画内に制限する。 配管破断時における内圧に対して、鉄板、支持鉄骨、補強リブ、アンカーボルトで構成される区画壁を設置し、漏えい蒸気を区画内に制限する。耐震設計については、「原子力発電所耐震設計技術指針」（JEAG4601-1987）に基づき実施する。 ・ 耐環境性がある計器に取り替える。 <p>また、蒸気評価配管の想定破損に伴う蒸気漏えい及びその緩和対策を考慮した環境への影響はGOTHICコードによる蒸気拡散解析を行うことを確認した。</p> <p>② 破損想定箇所の近傍に防護対象設備が設置されている場合は、漏えい蒸気の直接噴出による防護対象設備への影響を考慮していることを確認した。</p> <p>具体的には、破損想定箇所と防護対象設備との位置関係を踏まえ、漏えい蒸気の直接噴出による影響が、蒸気曝露試験及び机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（圧力、温度及び湿度）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>れないことを確認する。</p> <p>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象設備の機能は期待できないものとする。</p> <p>④の「蒸気防護措置」とは、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護処置等をいう。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>解説－2. 2. 4－3 「蒸気による影響評価」</p> <p>蒸気による影響評価の対象となる溢水源の考え方は、没水による影響評価における溢水源と同じである。</p> <p>「溢水源となる高エネルギー配管については、配管径に関係なく、蒸気による影響評価を実施する。」としたのは、25A以下の配管においても、破断時の溢水量は、それを超える口径の配管破断時より少ないが、蒸気の拡散による防護対象設備への影響を考慮する必要があるからである。</p> </div> <p>（4）溢水による影響評価の判定</p> <p>（3）の影響評価の結果から内部溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（信頼性要求に基づき独立性が確保され、多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）。</p> <p>内部溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p>	<p>仕様）である。</p> <p>補足説明資料において、蒸気に対する防護措置のうち、気流による分離、ケーブル端子箱の密封処理による分離等による蒸気防護等を行う場合は、試験等により、その効果が検証されることが示されているか。</p> <p>③ 中央制御室及び現場操作が必要な設備へのアクセス通路にあつては、必要に応じて環境の温度、放射線量を考慮しても接近の可能性が失われないことを確認。</p> <p>（ii）溢水源に対する防護</p> <p>① 防護対象設備の安全機能が損なわれないようにするため、「3.」で設定した溢水源に対して蒸気影響の観点から対策を講じる場合には、その対策を確認。</p> <p>想定する機器破損等により生ずる溢水を発生要因とし、新たに構造物で区画化する対策を講じる場合には、その設計方針を確認する。</p> <p>補足説明資料において、対策工事の内容、その対策の成立性及び構造物を加えることによる影響（区画内外の設備に対する環境条件の変化に対する健全性、現場操作性、点検保守性、アクセス性の確保等）が検討されていることが示されているか。</p>	<p>を超えるおそれのあるエリアにおいては、区画壁(水密扉を含む。)を設置し、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>③ 現場操作が必要な設備に対しては、環境条件を考慮しても操作場所までのアクセスが可能な設計方針としていることを確認した。</p> <p>① 防護対象設備が安全機能を損なうおそれがある場合には、蒸気影響を緩和する対策や防護対象設備の配置を見直す対策等を実施することで、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。</p> <p>（破損想定）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 想定破損発生区画内での漏えい蒸気による防護対象設備への影響及び区画間を拡散する漏えい蒸気による防護対象設備への影響が、蒸気曝露試験及び机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（圧力、温度及び湿度）を超えるおそれのあるエリアにおいては、区画壁(水密扉を含む。)を設置し、防護対象設備が安全機能を損なうことのない設計とする。 ・ 蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、隔離（直ちに環境温度が上昇し健全性が確認されている条件を超えるおそれがある場合は自動隔離、それ以外は中央制御室からの遠隔手動隔離）を行うために蒸気漏えい検知システムを設置する。システムを構成するものとして、温度センサ、蒸気止め弁及び漏えい検知監視制御盤を設置する。 ・ 主蒸気配管及び主給水配管の外部しゃ蔽壁部のターミナルエンドについては、防護カバーを設置し、配管と防護カバーのすき間を流出面積と設定することで漏えい蒸気量を抑制する設計とする。 ・ また、主蒸気配管及び主給水配管の敷設エリアのうち、漏えい蒸気によって防護対象設備への影響が蒸気曝露試験及び机上評価で防護対象設備の健全性が確認されている条件（圧力、温度及び湿度）を超えるおそれのあるエリアにおいては、区画壁(水密扉を含む。)を設置し、区画外の防護対象設備の安全機能を損なうことのない設計とすることを確認した。 ・ 高エネルギー配管及び耐震B、Cクラス機器の破損により放出される蒸気放出の影響を評価し、その影響を受けて、防護対象設備が安全機能を損なわない設計ととしている。具体的には、蒸気曝露試験又は机上評価によって防護対象設備の健全性が確認されている条件（圧力、温度及び湿度）を超えることがなく、防護対象施設が安全機能を損なわない設計としていることを確認した。 ・ 蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、自動又は手動による隔離を行う設計とする。蒸気影響を緩和するための対策として、蒸気の漏えいを自動検知し、隔離（直ちに環境温度が上昇し健全性が確認されている条件を超えるおそれがある場合は自動隔離、それ以外は中央制御室か

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>らの遠隔手動隔離）を行うために蒸気漏えい検知システムを設置することを確認した。システムを構成するものとして、温度センサ、蒸気止め弁及び漏えい検知監視制御盤を設置することを確認した。</p> <p>・ 漏えい蒸気を隔離するだけで、その防護対象設備の健全性が確保されない破損想定箇所については、防護カバーを設置する。また、主蒸気配管及び主給水配管の敷設エリアのうち、破損による蒸気の漏えいによって蒸気暴露試験又は机上評価で防護対象設備の健全性が確認されている条件（圧力、温度及び湿度）を超えるおそれがあるエリアにおいては、破損想定箇所と防護対象設備との間に区画壁等を設置する。主蒸気配管及び主給水配管の外部遮蔽壁部のターミナルエンドについては、防護カバーを設置し、配管と防護カバーのすき間を流出面積と設定することで漏えい蒸気量を抑制する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、設置する区画壁は、基準地震動による地震力に対して浸水を防止する機能を維持し、溢水により発生する水圧等に対して水密性を有する設計とする。また、漏えい蒸気によって区画外の防護対象設備への影響が蒸気曝露試験及び机上評価で防護対象設備の健全性が確認されている条件（圧力、温度及び湿度）を超えるおそれのあるエリアにおいては、区画壁（水密扉を含む。）を設置し、安全機能を損なうことのない設計とするとしている。</p> <p>主蒸気配管・主給水配管の破断時における内圧に対して、鉄板、支持鉄骨、補強リブ、アンカーボルトで構成される区画壁を設置し、漏えい蒸気を区画内に制限することが示されている。また、耐震設計については、「原子力発電所耐震設計技術指針」（JEAG4601-1987）に基づき実施するとしている。（P 1-9-別 1-48）</p> <p>区画壁の形状・構造のイメージ図、中間建屋への区画壁の設置場所が示されている。（P 1-9-別 1-51～53、381、382）</p> <p>高エネルギー配管（蒸気配管）の破損想定に対する評価方針と対策のフロー図が示されている。（P1-9-別 1 補-203～206）</p> <p>また、主蒸気配管・主給水配管区画の区画壁の形状のイメージ図、構造イメージ図及び施工方法、主蒸気配管・主給水配管区画化の設計、区画壁設置を考慮した建屋耐震評価が示されている。区画化により区画内外の設備に対する設計要件・基本設計方針（環境性、現地操作性の確保、アクセス通路の設定等）の方針が示されている。（P1-9-別 1-381、382、1-9-別 2-84、85、1-9-別 1 補-633～654、672～675）</p> <p>発生した蒸気が他の区画に流入しないよう隙間にシール処理を施す設計とすること、配管から放出される蒸気により区画全域の温度および圧力が上昇するため、減圧装置としてブローアウトパネルを設置する設計とすることが示されている（P 1-9-別 1 補-230、231）</p> <p>（地震）</p> <p>耐震B、Cクラスの機器のうち、耐震Sクラスの機器と同様に基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されるもの（水位制限によるものを含む。）又は耐震対策工事により耐震性を確保するものについては溢水源として想定しないことを確認した。</p>

（4）その他の要因による溢水に対する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>防護対象設備は、上記以外の溢水影響に関して、安全機能が損なわれないよう防護される設計方針か。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>① 地震に起因する機器の破損等により生じるBクラス及びCクラスの屋外タンク等の建屋外の溢水源に対して、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> <p>② 地震時の排水ポンプの停止によって原子炉施設内への地下水の浸水が生じる場合には、その浸水量を加味した溢水に対して防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p> <p>③ 機器の誤作動による漏えい事象に対して、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計とすることを確認。</p>	<p>① 竜巻によって飛来した飛来物の衝突による消火水バックアップタンクの破損による溢水、地滑りによる屋外タンクの破損による溢水、外部火災における森林火災発生時の固体廃棄物貯蔵庫への散水設備からの放水による溢水についても、防護対象設備が設置されている建屋に流入しない設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、設置許可基準第9条第1項には、溢水が発生した際に安全施設の安全機能を損なわないことが要求されており、地震による屋外タンクの破損、津波、豪雨等の自然現象による屋外の溢水事象について評価を実施している。（P1-9-別1補-481～508）</p> <p>② 地下水については、E.L.+0.0m 付近に確認されているが、防護対象設備のある補助建屋地下部は、基準地震動による地震力に対して、弾性範囲内のため、止水性に影響を与えるせん断ひび割れは生じないことから、地下水による溢水への影響はないことを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料において、現場操作等に向かう運転員のアクセス性に影響を及ぼすことがないように、アクセスルートに設置されたスプリンクラーが誤作動しない設計としており、万一、誤作動による放水を仮定しても、中央制御室に信号が発信され、中央制御室にて予作動弁を閉止できる設計としていることから、スプリンクラーの誤作動に伴いアクセス性が失われることはない。また、防護対象設備は被水対策を実施することから、被水による機能喪失はないことを確認した。（P1-9-別1-421～422）</p>

（4）使用済燃料ピットのスロッシング後の機能維持に関する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>3. 2 溢水影響評価</p> <p>3. 2. 1 使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）に対する溢水影響評価</p> <p>溢水に対する使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができることを確認する。</p> <p>プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を保安規定で定めた水温（65℃以下）以下に維持できること。</p> <p>プールへの給水にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）補給水系に外乱が生じ、給水を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水を維持できること。</p> <p>3. 2. 4 溢水影響評価</p> <p>溢水影響評価においては、評価対象区画で想定される溢水事象に対し、その防護対象設備が没水、被水又は蒸気の影響を受けず、その機能が確保されるか否かを評価する。（図－8）</p> <p>評価対象区画は、漏えい想定箇所を起点とした溢水経路上に存在する全ての溢水防護区画を対象</p>	<p>使用済燃料ピット水が地震に伴うスロッシングによってピット外へ漏水しても、当該ピットの冷却及び給水ができる設計方針としているか。</p> <p>※流入防止対策は「6.」へ</p> <p>① 発電所内で発生した溢水に対して、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）設備が、「プール冷却」及び「プールへの給水」ができる設計とすることを確認。</p> <p>② プール冷却にあたっては、想定される溢水により通常運転中の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）冷却系に外乱が生じ、冷却を維持する必要がある場合、使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料ピット）を保安規定で定めた水温（65℃以下）以下に維持できること。</p> <p>③ また、同ピットの水位低下時の給水機能（使用済燃料ピット中央水面において設計基準線量率0.01mSv/h以下に維持するための機能）を有する設計方針としていることを確認。</p>	<p>① 使用済燃料ピットの冷却及び給水機能の維持に必要な設備の没水、被水、蒸気放出の影響に対する安全機能維持に係る設計に加え、使用済燃料ピットが、スロッシング後においても、ピット冷却機能及び遮蔽機能維持に必要な水位を確保する設計方針としていることを確認した。</p> <p>② 使用済燃料ピットのスロッシング後の水位が最も厳しい初期条件等を想定しても水温 65℃以下に維持し、申請者が規定する使用済燃料ピット中央水面における空間線量率以下に維持するために必要な水位を確保する方針としていることを確認した。</p> <p>③ 算出した溢水量からスロッシング後の使用済燃料ピット水位を求め、使用済燃料ピットの冷却機能（水温 65℃以下）及び使用済燃料の放射線に対する遮蔽機能（水面の設計基準線量率$\leq 0.01\text{mSv/h}$）の維持に必要な水位が確保される設計とすることを確認した。</p>

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

6. 溢水防護区画外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>防護対象設備が設置されている溢水防護区画については、溢水防護区画外からの溢水に対する流入防止を講じる方針としているか。（溢水経路に関する対策）</p> <p>① 発生した溢水について、流入を考慮しない場合は、区画境界壁貫通部に密封処理等の防止対策が、地震、火災等により損傷することがないように設計すること確認。</p> <p>② 貯水池、廃棄物処理建屋、Bクラス及びCクラスの屋外タンク等の建屋外の溢水源を想定して、流入防止対策を講じる設計方針とすることを確認。</p> <p>③ タービン建屋内で生じる溢水については、津波時の海水の流入状態を考慮した循環水管の伸縮継手の破損を設定し、溢水により水没する範囲に開口部を設置しないことや溢水防護区画との境界貫通部に流入防止対策を講じる設計とすることを確認。</p>	<p>（溢水経路を担保する耐震性）</p> <p>① 溢水影響を軽減することを期待する壁、扉、堰等については、基準地震動による地震力に対し健全性を確認し、保守管理や水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとするを確認した。溢水防護区画外で発生する溢水に対しては、床ドレン、天井面開口部及び貫通部、壁貫通部並びに扉から溢水防護区画内への流入を想定した条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を設定することを確認した。ただし、床ドレン、天井面開口部及び貫通部、壁貫通部並びに扉に流入防止対策が施されている場合は溢水防護区画外からの流入を考慮しないことを確認した。</p> <p>（水密区画）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溢水が長期間滞留する水密区画境界の壁にひび割れが生じる場合は、ひび割れからの浸水量を算出し溢水評価に影響を与えないことを確認する方針とすることを確認した。 <p>（貫通部）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通部に実施した流出及び流入防止対策は、基準地震動による地震力に対し健全性を確認できる場合は溢水の伝播防止を期待することを確認した。 <p>（火災）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 消火水の放水による溢水に対しては、火災により壁貫通部の止水機能が損なわれ当該貫通部からの消火水の流入を想定しても、防護対象設備が機能喪失しない設計方針としていることを確認した。 <p>② 建屋外の溢水源として、暗渠で繋がっている固体廃棄物処理建屋／固体廃棄物固型化処理建屋並びにタービン建屋及び屋外タンクからの溢水を想定して、防護対象設備が設置されている建屋へ流入しないようにするため、水密扉の設置等による流入防止対策を講じる設計とすることを確認した。</p> <p>③ タービン建屋で発生する溢水が、防護対象設備が設置されている中間建屋及び制御建屋へ流入しない設計とすることを確認した。</p> <p>タービン建屋における溢水評価では、想定破損及び地震起因による影響を考慮し、循環水管の伸縮継手部の全円周状の破損及び2次系機器の破損を想定し評価することを確認した。</p> <p>具体的には循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水、2次系機器の保有水による溢水、循環水管の損傷箇所からの津波による海水の流入及び屋外タンクからの溢水を合算した流量とタービン建屋の既存開口部のうちガラリから流出する流量を考慮して溢水水位を算出することを確認した。</p> <p>タービン建屋で発生する溢水が、防護対象設備が設置されている中間建屋及び制御建屋へ流入しないようにするために、以下の対策を実施することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋から防護対象設備が設置されている建屋への流入経路には、中間建屋水密扉及び制御建屋水密扉を設置し、貫通部に流入防止対策を実施する。 ・ 防護対象設備が設置されている建屋からタービン建屋に貫通するドレンラインには逆止弁を設置する。

7. 放射性物質を含んだ液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>設置許可基準規則 （溢水による損傷の防止等）</p> <p>第九条 2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</p>	<p>第9条第2項は、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、管理区域外へ漏えいさせない設計方針としているか。</p> <p>① 放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合、溢水経路上から管理区域外へ漏えいさせない設計とすることを確認。</p> <p>② また、管理区域外へ漏えいさせないため管理区域内に貯留できる設計とすることを確認。</p>	<p>① 放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、建屋内の壁、扉、堰等により伝播経路の制限措置を講じることにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計方針としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、溢水経路の評価において、放射性物質が管理区域の建物外に漏えいしないことについて検討する。管理区域と非管理区域の境界部について、扉等の堰を越えて建屋外の非管理区域へ漏えいする箇所がないかを「図1対象箇所の抽出フロー」に基づき抽出する。管理区域と非管理区域の境界部を越えて放射性物質が建屋外へ漏えいしないことを確認することが示されている（P1-9-別1補-608～625）</p> <p>② 補足説明資料において、建築図面及び現場確認により、管理区域と非管理区域の境界部について調査を実施し、管理区域外へ漏えいの可能性のある扉等を抽出し、抽出した扉等について没水水位を評価し、非管理区域へ漏えいの可能性がある箇所については、新たに堰を設置し、漏えい防止対策を図ることが示されている。（1-9-別1補-608～625）</p> <p>また、建屋最下層に設置されたサンプへの集積及び排水が可能な設計としていることが示されている（P1-9-別1-194～198）</p>

8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>2. 2 溢水影響評価</p> <p>2. 2. 1 安全設備に対する溢水影響評価</p> <p>溢水に対する原子炉施設の安全確保の考え方は、以下のとおりとする。</p> <p>溢水の影響評価にあたっては、発電所内で発生した溢水に対して、重要度の特に高い安全機能を有する系統が、その安全機能を失わないこと（多重性又は多様性を有する系統が同時にその機能を失わないこと）を確認する。</p> <p>溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合には、その影響（溢水）を考慮し、安全評価指針に基づき安全解析を行う必要がある。</p> <p>また、中央制御室及び現場操作が必要な設備については、溢水の影響により接近の可能性が失われないことも評価対象とする。</p>	<p>溢水に対する設計方針を踏まえた上で、溢水により原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動が要求される場合には、溢水の影響を考慮して、安全評価指針に基づき安全解析を行うこととしているか。</p> <p>発電所内で発生した溢水を起因として、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生が想定される場合※は、以下の事項を確認。</p> <p>① 当該単一の溢水により発生が想定される事象に対処するための安全機能については、第12条の要求による単一故障（ランダム故障）を想定したとしても、その機能が失われないこと。 （注）単一故障の仮定には2種類あることに注意。 1. 第12条要求によるもので、安全施設の信頼性向上の観点から、多重性又は多様性、及び独立性を設備設計に求めるためのもの。 2. 第13条（旧安全評価指針）要求によるもので、安全解析において単一故障を仮定する（12条要求により多重化された系統の片系統に全て期待しない）もの。</p> <p>② ①において安全機能が損なわれる場合は、安全設計評価指針（現第13条の要求）の考え方に基づき、他の系統によりその安全機能を代替できることを確認。当該他の系統による代替可能性は、安全設計評価指針に基づき、添付資料10の安全解析を再評価していること（代替の成立性に係る再評価）。</p> <p>③ 補足説明資料において、安全（MS と一部 PS）系のみ単一故障による内部溢水が発生しても、その溢水により異常な過渡変化又は設計基準事故に至らないが、他の系統に影響があり、運転時の異常な過渡変化や設計基準事故に至る可能性も</p>	<p>① 防護対象設備が溢水により安全機能が損なわれない設計とし、評価に当たっては、安全評価指針に基づき、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故に対処するために必要な機器の単一故障を考慮しても異常状態を収束できる設計とすることを確認した。</p> <p>② ①の設計とすることで異常状態を収束するための安全機能が損なわれることはないことを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料において、溢水評価上想定する起因事象として抽出する運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を「第1.6.2表 溢水評価上想定する起因事象（運転時の異常な過渡変化）」及び「第1.6.3表 溢水評価上想定する起因事象（設計基準事故）」に示されている。（P1-9-31～1-9-32）</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	含めて検討されているか。	

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（誤操作の防止（第10条））

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（参考・要求事項に変更無し） （誤操作の防止） 第十条 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。</p> <p>（解釈） 第10条（誤操作の防止） 1 第1項に規定する「誤操作を防止するための措置を講じたもの」とは、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具並びに弁等の操作性に留意すること、計器表示及び警報表示において発電用原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意すること並びに保守点検において誤りを生じにくいよう留意すること等の措置を講じた設計であることをいう。また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計であることをいう。</p>	<p>① 新基準適合に係る申請において追加した設計基準対象施設は、既許可における誤操作防止のための措置が講じられることを念のため確認。（まとめ資料で確認。）</p>	<p>① 補足説明資料において、設計基準対応施設は、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや掲示札の取り付け等の識別管理や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法とするとともに施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計であることが示されている。（P10-6）新規制基準適合申請に係る中央制御室の誤操作防止については、一覧表にて示されている。（P10-参考-5～8）</p>
<p>（誤操作の防止） 第十条 2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。</p> <p>（解釈） 第10条（誤操作の防止） 2 第2項に規定する「容易に操作することができる」とは、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性を持って同時にもたらされる</p>	<p>安全施設は、容易に操作できるものであることを確認する。</p> <p>（i）現場操作が必要となる場所の抽出</p> <p>① 安全施設のうち原子炉制御室での操作のみならず、原子炉制御室以外の設計基準対象施設の現場操作場所が抽出される方針であることを確認。（例：主蒸気配管室、原子炉制御室外原子炉停止盤、非常用ディーゼル発電機室等）</p>	<p>想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が容易に安全施設を操作できるよう、以下の設計方針としていることを確認した。</p> <p>① （ii）で抽出する環境条件を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を中央制御室内において容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても設計基準事故時に操作が必要な環境条件を想定し、容易に操作することができる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、設計基準事象において求められる現地場所が示されている。（P10-28）</p> <p>（蒸気発生器伝熱管破損時における伝熱管破損蒸気発生器の主蒸気隔離弁増し締め操作）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気管ヘッダ室主蒸気隔離弁 <p>（全交流動力電源喪失時における2次系強制冷却のための主蒸気大気放出弁操作、空冷式非常用発電装置からの給電操作及びディーゼル発電機復旧操作）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気管ヘッダ室主蒸気大気放出弁

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。</p>	<p>② 【補足説明資料】設計基準事故時において現場操作が必要となる安全施設の設置場所及び当該設置場所までのアクセスルートが示されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ スイッチギア室遮断器 ・ ディーゼル発電機室ディーゼル発電機及びディーゼル発電機操作盤 <p>（火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合における中央制御室外原子炉停止盤による対応操作）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室外原子炉停止盤 <p>（原子炉冷却材喪失事故時における原子炉補機冷却水設備トレン分離操作）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水設備トレン分離操作箇所の原子炉補機冷却水設備ヘッド連絡弁 <p>② 補足説明資料において、以下のアクセスルートが示されている。(P10-33,34)</p> <p>1号炉現場操作場所までのアクセスルート（中央制御室→原子炉補機冷却水設備トレン分離操作箇所、主蒸気管ヘッド室、ディーゼル発電機室、中央制御室外原子炉停止盤、スイッチギア室）</p> <p>2号炉現場操作場所までのアクセスルート（中央制御室→原子炉補機冷却水設備トレン分離操作箇所、主蒸気管ヘッド室、ディーゼル発電機室、中央制御室外原子炉停止盤、スイッチギア室）</p>
	<p>（ii）環境条件の抽出</p> <p>① 現場操作が必要となる事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を考慮して抽出される方針としていることを確認。（例：第4条（地震）、第5条（津波）、第6条（自然現象及び人為事象）、第8条（内部火災）、第9条（内部溢水）、運転中の異常な過渡変化時及び設計基準事故時等）</p>	<p>① 当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件として、地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物を想定していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、環境条件は、「2.4.3 中央制御室の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮（P10-24,25）」及び「2.6.2 現地操作場所の環境に影響を与える可能性のある事象に対する考慮（P10-29～32）」として示されている。</p>
	<p>（iii-1）（ii）の環境条件下における操作の容易性（地震）</p> <p>① 地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計としていることを確認。</p>	<p>（地震）</p> <p>中央制御室の制御盤等は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とすることを確認した。</p> <p>① 中央制御室及び中央制御盤は、原子炉補助建屋（耐震Sクラス）内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しない設計とすることを確認した。また、中央制御室内に設置する中央制御盤等は床等に固定することにより、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とすること、さらに、運転員机、運転コンソールに手摺を設置し、地震発生時における運転員の安全確保及び運転コンソールの操作器への誤接触を防止できる設計とすることを確認した。</p> <p>（外部電源喪失）</p> <p>外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機等により運転操作に必要な照明を確保する設計とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（外部電源喪失）</p> <p>② 原子炉制御室及び現場操作が必要な場所において、外部電源喪失時においても運転操作等が行える照明を確保する設計としていることを確認。</p> <p>③ 原子炉制御室においては、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力供給が開始されるまでの間、運転操作等が行える照明を確保する設計としていることを確認。</p> <p>（ばい煙等による操作雰囲気悪化）</p> <p>④ ばい煙等が発生した場合においても、運転操作に影響を与えず容易に操作できるよう原子炉制御室の居住性を確保する設計としていることを確認。</p>	<p>② 地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物の降下に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作することができる設計とすることを確認した。</p> <p>③ 中央制御室においては、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても、蓄電池内蔵の照明設備又は可搬型の作業用照明により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し、容易に操作することができる設計とすることを確認した。</p> <p>（ばい煙等による操作雰囲気悪化）</p> <p>④ 外部火災によるばい煙や有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化に対しては、中央制御室換気設備を閉回路循環運転とし、外気を遮断することにより運転操作に影響を与えず容易に操作することができる設計とすることを確認した。</p>
	<p>（iii-2）原子炉制御室における操作の容易性</p> <p>① 原子炉制御室において、運転員が容易に操作できる設計の方針としていることを確認。</p>	<p>中央制御室の盤面機器及び盤面表示は系統ごとにグループ化した配列にするとともに、視覚的要素での識別を行う設計とすることを確認した。</p> <p>① 原子炉施設の事故の対応操作に必要な各種指示計、原子炉を安全に停止するために必要な原子炉保護設備及び工学的安全施設関係の制御盤は、中央制御室に集中して設ける設計とすることを確認した。また、中央制御盤は盤面機器及び盤面表示（操作器、指示計、警報）をシステムごとにグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作することができる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大型表示装置及びVDU画面のイメージ図が示されている。（P10-17～21）</p>
	<p>（iii-3）原子炉制御室以外の場所における操作の容易性</p> <p>① 現場操作が必要となる場所において、運転員が容易に操作できる設計の方針としていることを確認。</p>	<p>現場の弁等については、系統等により色分けし識別管理できる設計とすることを確認した。</p> <p>① 建屋内の現場操作に対しては、換気設備を停止することにより外気を遮断し、運転操作に影響を与えず容易に操作することができる設計とすることを確認した。その他の安全施設の操作等についても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器・弁や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理を行い操作を容易にするとともに、施錠管理により誤操作を防止する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、現場の写真が示されている。（P10-26～27）</p>

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（安全避難通路等（第11条））

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（安全避難通路等）</p> <p>第十一条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</p> <p>（解釈）</p> <p>第11条（安全避難通路等）</p> <p>3第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合に用いる照明」とは、昼夜及び場所を問わず、発電用原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明のことをいう。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、仮設照明（可搬型）による対応を考慮してもよい。</p>	<p>（i）緊急性を要する作業場所の抽出</p> <p>① 設計基準事故対策のための作業場所（初動操作となるプラント停止・冷却操作及び電源確保操作が必要となる場所）として、原子炉制御室、第10条第2項で想定する原子炉制御室以外の現場操作場所（例えば主蒸気配管室、制御室外原子炉停止盤及び非常用ディーゼル発電機室）までのアクセスルートも含めた場所に設置される方針とすることを確認。</p>	<p>① 原子炉の停止、停止後の冷却、監視等の操作が必要となる可能性のある中央制御室、現場操作場所（主蒸気管ヘッダ室等）及び当該現場へのアクセスルートに、避難用照明とは別の作業用照明を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>設計基準事故が発生した場合、プラント停止・冷却操作、監視等の操作が必要となる中央制御室、中央制御室退避時に必要な操作を行う中央制御室外原子炉停止盤、設計基準事故が発生した場合に現場操作の可能性のある主蒸気管ヘッダ室、原子炉補機冷却水設備トレン分離操作箇所、全交流動力電源喪失発生時に復旧対応が必要となるスイッチギヤ室等及びこれらへのアクセスルートに作業用照明を設置することを確認した。また、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合の対応を考慮し、初動操作に対応する運転員が常時滞在している中央制御室等に懐中電灯等の可搬型照明を配備することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、プラント停止時・冷却操作、監視等の操作が必要となる場所として以下のエリアが示されている。(P11-14)</p> <p>○プラント停止・冷却操作</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室（運転コンソール等） ・ 主蒸気管ヘッダ室（主蒸気大気放出弁） ・ タービン動補助給水ポンプ室（タービン動補助給水ポンプ） <p>○プラントの冷却操作</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室外原子炉停止盤 <p>○電源確保操作</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機室（ディーゼル発電機） ・ スwitchギヤ室（遮断器） <p>○設計基準事故時の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室（外部電源喪失等の監視・操作） ・ 電気室（プラント起動、停止時の確認及び対応作業等） ・ スwitchギヤ室（安全系補機の起動、停止確認及び対応作業） ・ ディーゼル発電機室（ディーゼル発電機の起動確認及び対応作業） ・ 主蒸気管ヘッダ室（主蒸気大気放出弁、主蒸気隔離弁の確認及び対応作業） ・ タービン動補助給水ポンプ室（タービン動補助給水ポンプ等の確認） ・ 原子炉補機冷却水設備ヘッダ連絡弁（原子炉補機冷却水設備トレン分離操作）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(ii-1)(i)における照明の設計方針</p> <p>① 照明用の電源が喪失した場合においても、昼夜問わず作業することが可能な照明を設置する方針を確認。</p> <p>② ①の照明は、専用の電源を確保し、電力が供給されるまでの間必要な電源容量が確保される方針であることを確認。</p> <p>③ ①の照明は、二号の避難用の照明（※）と同様に必要となる照度を確保する設計とすることを確認。※建築基準法要求</p> <p>(ii-2) 仮設照明で対応する場合</p> <p>① 仮設照明で対応する必要がある場所を特定していることを確認。</p> <p>② 現場作業の緊急性との関連（緊急性を要する作業等以外の作業）において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、仮設照明（可搬型）による対応とする方針を確認。 仮設照明について、以下の点が考慮されているか。</p> <p>③ （時間的余裕）仮設照明が必要となる時間までに仮設照明を準備できることを確認。</p>	<p>中央制御室の作業用照明は非常用電源から給電し、さらに専用の内蔵電池を備えた設計とすること、中央制御室以外の作業用照明は常用電源又は非常用電源から給電し、さらに内蔵電池を備えた設計とすることを確認した。</p> <p>(ii-1)</p> <p>① 設計基準事故が発生した場合に用いる照明として、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても、中央制御室、主蒸気管ヘッド室及びアクセスルート等は専用の内蔵電池からの給電により点灯を継続し、昼夜、場所を問わず作業が可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、作業用照明の取り付け箇所が示されている。(P11-17~20)</p> <p>② 作業用照明は外部電源喪失時及び全交流動力電源喪失時にも必要な照明を確保できるよう、中央制御室及び原子炉補機冷却水設備トレン分離操作箇所は非常用電源から、主蒸気管ヘッド室及びアクセスルート等は非常用電源あるいは常用電源のいずれかより受電する設計とすることを確認した。また、外部電源喪失時及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの間においても、中央制御室、主蒸気管ヘッド室及びアクセスルート等は専用の内蔵電池からの給電により30分間以上点灯を継続する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、照明用の電源系統や照明種類（電源や仕様等）が示されている。(P11-16)</p> <p>③ 設計基準事故に対応するための操作が必要な場所は、作業用照明が設置されており作業が可能であることを確認した。</p> <p>(ii-2)</p> <p>① 該当なし</p> <p>② 現場作業の緊急性との関連において、万一、作業用照明設置箇所以外での対応が必要になった場合や、作業用電源の枯渇後の対応等仮設照明の準備に時間的余裕がある場合には、可搬型照明も活用していることを確認した。 補足説明資料において、仮設照明（可搬型）を使用してもよい理由として、時間的余裕、保管場所が示されている。(P11-21)</p> <p>③ 該当なし</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>④ （保管場所）仮設照明は、適切な場所に保管されることを図面にて確認。</p> <p>⑤ 仮設照明は、作業に必要な照度及び必要な時間分（連続投光時間等）の電源を確保することを確認。</p>	<p>④ 可搬型照明は、初動操作を対応する運転員が滞在する中央制御室、1次系冷却水ポンプ前通路、事務所に懐中電灯等を配備することが示されている。</p> <p>⑤ 可搬型照明のうち、ポータブル照明の電池寿命は約8時間連続使用可能であることが示されている。(P11-21)</p>

（安全避難通路等）

第十一条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路

二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明

三 （略）

（解釈）

第11条（安全避難通路等）

1 第11条は、設計基準において想定される事象に対して発電用原子炉施設の安全性が損なわれない（安全施設が安全機能を損なわない。）ために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含む。

2 第2号に規定する「避難用の照明」の電力は、非常用電源から供給されること、又は電源を内蔵した照明装置を装備すること。

3 （略）

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（安全施設（第12条））

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

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

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

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

第12条 安全施設

- 1. 静的機器の多重性 12-1
- 2. 共用又は相互接続（重要安全施設及び重要安全施設以外の安全施設） 12-7

1. 静的機器の多重性

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）								
<p>(安全施設) 第十二条 2 (解釈) 3 第2項に規定する「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、上記の指針を踏まえ、以下に示す機能を有するものとする。</p> <p>一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能</p> <table border="1" data-bbox="163 1522 786 1906"> <tr><td>原子炉の緊急停止機能</td></tr> <tr><td>未臨界維持機能</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td></tr> <tr><td>原子炉停止後における除熱のための</td></tr> <tr><td>(PW) 残留熱除去機能</td></tr> <tr><td>(R) 二次系からの除熱機能</td></tr> <tr><td>二次系への補給水機能</td></tr> <tr><td>(BW) 崩壊熱除去機能</td></tr> </table>	原子炉の緊急停止機能	未臨界維持機能	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	原子炉停止後における除熱のための	(PW) 残留熱除去機能	(R) 二次系からの除熱機能	二次系への補給水機能	(BW) 崩壊熱除去機能	<p>(1) 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、その機能を有する系統の多重性又は多様性を確保し、単一の設計とする場合にはその理由が妥当であるか。</p> <p>(i) 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統が網羅的に示された上で、単一の設計とする箇所を確認する。</p> <p>① 同条第2項を踏まえ、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち、長期間（24時間あるいは運転モードの切替え以降）期待する単一の系統を採用している静的機器について、設計基準事故が発生した場合、機能が要求される設備が抽出されていることを系統図等により確認。</p> <p>(ii) (i) で抽出された系統のうち、単一の設計とする部分を除く箇所が、多重性又は多様性、及び独立性を有しているか。既設プラントであるため、念のための確認。</p>	<p>① 安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、多重性を有しない静的機器であって、設計基準事故が発生した場合に、長期間にわたり機能が要求される設備として、アニュラス空気再循環設備のダクトの一部、安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部、中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部並びに試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備を抽出していることを確認した。</p> <p>各号炉において単一の設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニット及びダクトの一部については、容易に補修が可能であることに加え、1号炉及び2号炉において共用とすることにより、当該設備の多重性を確保できる設計としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、重要度が特に高い安全機能を有する系統が示されている。それぞれの系統について、静的機器のある設備、単一系統箇所、長期間にわたる機能要求の有無、単一の故障を仮定した場合の影響について整理されている。(参照：P12-22～29)</p> <p>補足説明資料において、上記の4系統のうち単一の設計とする部分を除いて、多重性又は多様性、及び独立性を有していることが示されている。(P12-24～27)</p>
原子炉の緊急停止機能										
未臨界維持機能										
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能										
原子炉停止後における除熱のための										
(PW) 残留熱除去機能										
(R) 二次系からの除熱機能										
二次系への補給水機能										
(BW) 崩壊熱除去機能										

設置許可基準規則/解釈		審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
R)	原子炉が隔離された場合の注水機能 原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	<p>(多重性)</p> <p>① 図面等により、多重性を有していることが説明されているか。</p> <p>② 抽出された系統の中から、静的機器（配管等）であって多重化されていない部分が抽出されているか。</p> <p>③ 静的機器（配管等）であって、多重化されていない部分が図面により明示されているか。</p>	<p>(多重性)</p> <p>① 多重化していることが系統概要図で示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 図2 アニュラス空気再循環設備系統概略図（P12-28） 図3 安全補機室空気浄化設備系統概要図（P12-28） 図4 事故時に1次冷却材をサンプリングする設備の系統概要図（P12-29） 図2-1 高浜1, 2号炉中央制御室換気設備の系統概略図（P12-別添2-7） <p>② 多重化されていない静的機器を抽出していることが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> アニュラス空気再循環設備のダクトの一部（P12-25） 安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部（P12-25） 原子炉制御室非常用換気空調装置（P12-26） 事故時監視計器の一部（原子炉の停止状態の把握機能）の事故後サンプリングライン（ほう素濃度サンプリング）（P12-27） <p>③ ②について系統概要図で示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 図2 アニュラス空気再循環設備系統概略図（P12-28） 図3 安全補機室空気浄化設備系統概要図（P12-28） 図4 事故時に1次冷却材をサンプリングする設備の系統概要図（P12-29） 図2-1 高浜1, 2号炉中央制御室換気設備の系統概略図（P12-別添2-7）
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための			
(PW)	原子炉内高圧時における注水機能	<p>(多様性)</p> <p>④ 共通要因故障の起因となるハザードについて、網羅的に検討されているか。</p>	<p>(多様性)</p> <p>④ 共通要因故障の起因となるハザードについて、網羅的に検討され、重要度の特に高い安全機能を有する系統に対し設計上考慮することが示されている。</p> <p>ハザードとしては、地震、津波、内部火災、内部溢水、竜巻、火山、落雷、生物学的事象、森林火災、高潮及びその他の自然現象（風、積雪等）が考えられる。これらの要因に対しては、それぞれ設計において考慮し、信頼性を確保していることが示されている。（参照：P12-別添1-36）</p>
R)	原子炉内低圧時における注水機能		
(BW)	原子炉内高圧時における注水機能	<p>(独立性)</p> <p>⑤ 想定する共通要因故障を明らかにされているか。</p>	<p>(独立性)</p> <p>⑤ 安全機能が喪失する共通要因としては、環境の温度等による環境要因、系統若しくは機器に供給される電力等による影響因子、並びに地震、溢水又は火災等の影響による故障が考えられ、設計上の考慮として、以下の通り整理されていることが示されている（12-別添1-35）</p> <p>(1) 環境の温度等による影響因子</p> <p>環境の温度、湿度、圧力又は放射線といった要因に対しては、使用環境に応じた設備仕様とすることにより、信頼性を確保している。例えば、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、格納容器隔離弁等については、原子炉冷却材喪失又は主蒸気管破断を想定した環境条件を考慮した設備仕様としている。</p> <p>(2) 系統若しくは機器に供給される電力等による影響因子</p> <p>系統若しくは機器に供給される電力、制御用空気、原子炉補機冷却水等の要因に対しては、「多重性</p>
	R)		
	原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能		
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能			
格納容器の冷却機能			
格納容器内の可燃性ガス制御機能			
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能			
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能			
非常用の交流電源機能			
非常用の直流電源機能			
非常用の計測制御用直流電源機能			
補機冷却機能			
冷却用海水供給機能			
原子炉制御室非常用換気空調機能			
圧縮空気供給機能			
ニ その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能			
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能			
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能			

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能</p> <p>工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</p> <p>事故時の原子炉の停止状態の把握機能</p> <p>事故時の炉心冷却状態の把握機能</p> <p>事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</p> <p>事故時のプラント操作のための情報の把握機能</p>	<p>⑥ 系統間を接続するタイラインが存在する場合、独立性に影響を与えないか。</p> <p>⑦ 対策として、位置的分散、物理的障壁、異なる原理の採用などが担保されているか。</p>	<p>及び独立性」（供給される電力等のトレン分離）又は「多様性及び独立性」（異なる駆動源）の確保により、各系統若しくは各機器の安全機能が共通要因故障で同時に喪失しないよう設計上の考慮を図っている。つまり、これらの系統若しくは機器の設計上の考慮としては「多重性及び独立性」を確保しているが、補助給水ポンプは、全交流動力電源喪失対策として駆動源の異なる電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを設置することで、補助給水機能の多様性及び独立性を確保している。</p> <p>⑥ 重要度の特に高い安全機能を有する系統のうちタイラインを有する系統については、隔離機能を有する弁により系統を切り離すことが可能であり、系統の独立性を損なわない設計としていることが示されている。（P12-18、19、61）</p> <p>⑦ 安全機能を有する系統のうち、重要度が特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮し、原則として多重性のある独立した系列又は多様性のある独立した系列を設け、各系列又は各系列相互間は、離隔距離を取るか必要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離し、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できる設計とすることが示されている。（P12-13、14）</p>
<p>2 （解釈）</p> <p>4 第2項に規定する「単一故障」は、動的機器の単一故障及び静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、<u>長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、</u>所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。</p> <p>5 第2項について、<u>短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、運転モードの切替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切替えがある。</u>また、動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定され</p>	<p>（2）抽出された系統、設備について、単一故障を仮定しても安全機能が維持される設計方針か。</p> <p>（i）単一故障は適切に仮定されるか確認する。</p> <p>① 当該抽出された機器については、単一故障を適切に仮定することを確認。（この場合、単一故障は最も厳しい状況として完全機能喪失を想定すること。）</p> <p>② また、これらを踏まえても、当該系統の所定の安全機能を喪失しない設計であることを確認。</p> <p>（ii）多重性を確保しない場合、以下の（ii-1）～（ii-3）のとおり確実に安全機能が維持されることを確認する。</p>	<p>① アニュラス空気再循環設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定することを確認した。</p> <p>② 「アニュラス空気再循環設備のダクトの一部」、「安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット」及び「ダクトの一部」については、いずれの故障においても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しないとしていることを確認した。詳細は（ii-1）へ</p> <p>試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障によって喪失しても、他の系統を用いてその機能を代替できる設計とし、当該設備に対する多重性の要求は適用しないとしていることを確認した。詳細は（ii-3）へ</p> <p>（1）単一故障を仮定しなくてもよい場合</p> <p>① <u>アニュラス空気再循環設備のダクトの一部並びに安全補機室空気浄化設備のフィルタユニット及びダクトの一部については、当該設備に要求される原子炉格納容器内又は放射性物質が原子炉格納容器内から</u></p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>る最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実にあれば、その単一故障を仮定しなくてよい。さらに、単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することでシステムの機能が失われる場合であっても、他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。</p>	<p>(ii-1) 故障が除去又は修復可能であることを理由に単一故障を仮定しない場合、故障の除去又は修復が確実に可能である場合</p> <p>① 想定される単一故障として、当該設備・機器の完全機能喪失を仮定していることを確認。(例えば、機器の故障モード(故障の形態)を考慮して最も過酷な条件を網羅的に整理した上で想定する単一故障)</p> <p>② 当該単一故障が、安全上支障のない期間に除去又は修復が確実にあることを以下の観点を踏まえて確認。(例えば、当該単一故障を検知してから、修復作業内容を踏まえて作業期間が評価されていること。)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 単一故障を確実に検知できるか(検知性) ・ 修復のために接近が必要な場合、作業は成立するか ・ 修復が安全上支障のない期間に施工される方法としているか ・ 安全上支障のない期間の使用に耐えうる工法が採用されているか ・ 速やかな修復作業を担保するために、必要な資機材が備えられているか 	<p>漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能が喪失する単一故障として、想定される最も過酷な条件となる故障を、ダクトについては全周破断、フィルタユニットについてはフィルタ本体の閉塞を想定していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、各システムについて故障の可能性や想定を検討した結果が以下のとおり示されている。(P12-30~38)</p> <p>(1) 全周破断 ダクトは、全周破断にまで至ることは考え難いものの、腐食孔からの延長として最も過酷な条件を想定して「全周破断」と仮定。フィルタユニットは、瞬時に全周破断に至ることはなく、また定期的な検査により腐食の程度を把握できるため全周破断の想定は不要。</p> <p>(2) 閉塞 ダクトは、内部を移動する可能性のある構成品や外部衝撃を検討した結果、ダクト流路を完全に「閉塞」させるような事象には至らないこと。 フィルタは、従来から劣化モードとして「閉塞」を想定しており、フィルタ差圧を管理し、適切にフィルタ取替えを行うことで、容易に「閉塞」を除去可能だが、最も過酷な条件と想定して「閉塞」を想定。</p> <p>② いずれの故障においても、単一故障による放射性物質の放出に伴う被ばくの影響を最小限に抑えるよう、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できる設計とし、その単一故障を仮定しないとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、安全上支障のない期間に故障を確実に除去又は修復できるとすることが示されている。(P12-32~38)</p> <p>(1) 検知性 ダクトの全周破断が発生した場合、中央制御室での確認(流量変化)又は、現場点検(視覚、聴覚、触覚)により、全周破断箇所の特定は容易である。 フィルタは、現場の点検によるフィルタ差圧の確認、システムの流量計の確認(中央制御室)により、早期に検知可能である。</p> <p>(2) 修復作業性 ダクトは、全周破断箇所を特定した後、以下の要領で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 補修箇所の作業性を確保(高所の場合は足場設置) ・ ダクト破断箇所の整形(当て板補修を容易にするため、破断部分で干渉する凸部位を除去し、整形する) ・ ダクトの芯を合わせ全周に当て板を行い、ステンステープ又は鉄板ビスにて固定する。鉄板ビスを用いる場合は、当て板とダクトの隙間からの漏えいを防止するため、コーキングを実施する。 (ダクトの形状、サイズにより、当て板は1枚もしくは分割とする) <p>故障箇所の特定は容易であり、足場設置・解体※場所が限定できることから、修復は3日で可能である。</p> <p>※足場解体作業は、事故収束後(後日)の対応でも問題なし</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>③ 当該単一故障により施設外に放射性物質が漏えいする場合は、公衆への被ばく評価を行った結果が、安全評価審査指針にいう著しい放射線被ばくのリスクを与えないことは当然のこと、設置許可申請書添付資料十で評価された公衆被ばく線量と同程度とすることができることを確認。</p> <p>④ 当該単一故障に係る修復作業時の従事者の被ばく評価を行った結果が、事故時の従事者の判断基準の従事者一人あたりの実効線量 100mSv を満足することができることを確認。</p>	<p>フィルタは、倉庫内にフィルタの予備品を保有しており、検知、着手後 6 時間あれば取替え可能である。保守性を考慮し、公衆への被ばく影響評価にあたっては 1 日間を見込む。</p> <p>③ <u>安全上支障のない期間については、修復作業を 3 日間とし、その間における周辺の公衆に対する放射線被ばくは、「添付書類十 3 . 4 環境への放射性物質の異常な放出」の評価結果と同程度であることを確認した。</u></p> <p>（ダクト全周破断） 補足説明資料において、設計基準事故である原子炉冷却材喪失事故時において、事故発生 24 時間後から 4 日まで、ダクト全周破断箇所より漏えいが継続し、その全量が地上放出されるとして敷地境界での被ばく評価を実施した。 被ばく評価結果より、ダクト損傷部からの影響は設置許可申請書（添付十）の評価結果の実効線量約 0.22mSv と同程度（事故時の判断めやすの実効線量 5mSv に対する裕度を十分確保）であることが示されている。</p> <p>（フィルタ閉塞） フィルタ閉塞に伴い、事故発生 24 時間後～2 日の期間（1 日間）、安全補機室及び安全補機室空気浄化設備を経路として放射性物質を含む内部流体の全量（フィルタ効果無視）が地上放出されると保守的に仮定して、被ばく評価を実施した。 被ばく評価結果より、フィルタユニット閉塞に伴う漏えいの影響は、設置許可申請書（添付十）の評価結果の実効線量約 0.22mSv と同程度（事故時の判断めやすの実効線量 5mSv に対する裕度を十分確保）であることが示されている。</p> <p>④ <u>当該作業に係る作業員の被ばくは緊急時作業に係る線量限度以下とすることができるとしている</u>ことを確認した。</p> <p>（ダクト全周破断） 補足説明資料において、アニュラス空気再循環設備及び安全補機室空気浄化設備のダクトを補修する際の影響について、原子炉冷却材喪失を対象とし、3 日間の作業を考慮して被ばく評価を実施した。 評価結果より、アニュラス空気再循環設備ダクトの補修時の作業環境中の線量率が高くなるが、作業時間の制限及び作業員の交替で作業時間の制限及び作業員の交替で対応可能であり、被ばく量を 100mSv 以下にすることができることが示されている。 なお、今回の評価は破断口から放射性物質の漏えいが継続する条件にて評価したが、現実的には、アニュラス循環運転を行うことで破断口からの漏えいは減少するため、環境線量が低減し、作業員の被ばく量は低減すると考えられるとしている。</p> <p>（フィルタ閉塞） 安全補機室空気浄化フィルタ取替え時の影響について、原子炉冷却材喪失を対象とし作業環境評価を実施した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>作業環境評価結果より、現場での取替え作業時間を考慮しても、作業時間の制限及び作業員の交替で対応可能であり、被ばく量を緊急作業時における許容実効線量 100mSv 以下にすることができることが示されている。</p> <p>補足説明資料において、上記の具体的な説明が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アニュラス空気再循環設備及び安全補機室空気浄化設備の修復性及び影響評価（P12-30～42） ・空調ダクト及びフィルタユニットに関連した故障事例（P12-別添 1-21,22） ・運用及び管理（P12-別添 1-23～25） ・追加の対応内容（P12-別添 1-26～28）
	<p>（ii-2）低頻度であることを理由に単一故障を仮定しない場合、その根拠について合理的であるか。</p> <p>① 現時点では、長期間における静的機器の単一故障を想定することを原則としていることから、相当程度の合理的な説明がなされない限り、当該理由をもって多重性の要求を適用しないことは認められない。</p>	<p>① 該当なし</p>
	<p>（ii-3）他の機能により代替可能であることを理由に単一故障を仮定しない場合、その安全機能が確実に代替されるか。</p> <p>① 許可を取得していることを前提に、代替する系統（他号機設備を共用している場合も含む。）によって要求される安全機能が確実に代替できることを安全解析その他技術的な手法により確認。</p> <p>② 代替時に、代替する系統への切り替え操作が発生する場合は、アクセス性に加えて、放射線や温度、</p>	<p>① 1次冷却材をサンプリングする設備は、単一の設計としても「他の機能により代替可能であり安全機能が確実に代替」または「他の機能に期待しなくても安全機能が確保」されることを以下のとおり確認した。</p> <p>（1次冷却材をサンプリングする設備）</p> <p>試料採取設備のうち事故時に1次冷却材をサンプリングする設備は、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態を把握する機能が単一故障によって喪失した場合であっても、1次冷却材喪失事故後24時間が経過した時点でほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクからのほう酸水が炉心に注入されているため、格納容器サンプBの水位を測定することにより、注入されるほう酸量を把握し炉水中のほう素濃度が未臨界維持に必要なほう素濃度以上であることを確認できることから、当該機器に対する多重性は必要ないとしていることを確認した。</p> <p>原子炉の停止状態として未臨界であることの把握については、単一の設計とする1次冷却材をサンプリングする設備については、格納容器サンプB水位を測定することにより、未臨界（冷温停止）であることを把握できることから、所定の安全機能を代替することができることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、出力運転時ほう素濃度1,900ppm以下（設置許可記載）であることを踏まえ、格納容器再循環サンプ水位計によりサンプ保有水量が再循環運転に必要な最低水位以上であることを確認することにより、ほう素濃度が約1,500ppm以上と算出されることが示されている。（P12-43～46）</p> <p>② 切替操作はない。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	酸素濃度等、環境条件を踏まえても問題ないことが評価により示されているか確認。	

2. 共用又は相互接続（重要安全施設及び重要安全施設以外の安全施設）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>6 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p> <p><解釈></p> <p>1 1 第6項に規定する「重要安全施設」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」においてクラスMS-1に分類される下記の機能を有する構築物等を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉の緊急停止機能 ・ 未臨界維持機能 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ・ 原子炉停止後の除熱機能 ・ 炉心冷却機能 ・ 放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能（ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒（非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物）を除く。） ・ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ・ 安全上特に重要な関連機能 <p>（ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。）</p> <p>1 2 第6項に規定する「安全性が向上する場合」</p>	<p>（1）二以上の発電用原子炉施設における重要安全施設の共用又は相互接続について、これらを行うことは原則しない設計方針か。</p> <p>① 重要安全施設のうち、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続する設備を確認。</p> <p>② ①の重要安全施設は、共用又は相互に接続することで発電用原子炉施設において安全性が向上する設計（重大事故等が発生した場合も含む）とすることを確認。</p>	<p>① 重要安全施設のうち中央制御室及び中央制御室換気設備について、1号炉及び2号炉において共用していることを確認した。 補足説明資料において、共用又は相互接続する安全施設が網羅的に整理されており、そのうち重要安全施設は中央制御室だけであることが示されている。（P12-49～56）また、相互接続する所内電源系統も合わせて示されている。（P12-別添2-2）</p> <p>② （1）重要安全施設 抽出された中央制御室は、共用することにより運転員の融通が可能となり総合的な運転管理ができること、また、中央制御室換気設備については、各号炉の換気設備を共用することにより、単一の設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットも含め、安全性が向上することから、1号炉及び2号炉の安全性が向上していることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>とは、例えば、ツインプラントにおいて運転員の融通ができるように居住性を考慮して原子炉制御室を共用した設計のように、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、共用することにより安全性が向上するとの評価及び設計がなされた場合をいう。</p> <p>13 第6項に規定する「共用」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、同一の構築物、系統又は機器を使用することをいう。</p> <p>14 第6項に規定する「相互に接続」とは、2基以上の発電用原子炉施設間で、系統又は機器を結合することをいう。</p>		
<p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>（1）二以上の発電用原子炉施設における安全施設（重要安全施設を除く。）の相互接続について、これらを行う場合は安全性が損なわれることがない設計方針か。（既設プラントについては、共用は既許可事項）</p> <p>① 安全施設（重要安全施設を除く。）について、二以上の発電用原子炉施設において相互に接続する設備を確認。（※安全施設（重要安全施設を除く。）の共用については許可済）</p> <p>② ①の安全施設（重要安全施設を除く。）は、相互に接続することで発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることを確認。</p>	<p>① <u>重要安全施設以外の安全施設のうち、補助蒸気連絡ライン、2次系補給水連絡ライン、2次系冷却水連絡ライン及び消火水連絡ラインについて、1号炉及び2号炉において相互に接続することを確認した。</u>補足説明資料において、共用又は相互接続する安全施設が網羅的に整理されて示されている。（P12-49～61）また、相互接続する所内電源系統も合わせて示されている。（P12-別添2-2）</p> <p>② <u>（2）重要安全施設以外の安全施設</u> <u>抽出された補助蒸気連絡ライン、2次系補給水連絡ライン、2次系冷却水連絡ライン及び消火水連絡ラインは、相互に接続しても各号炉の補助蒸気の圧力等が同じであり、また、十分な供給容量や必要な水量を有することから、1号炉及び2号炉の安全性が損なわれないとしている</u>ことを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）											
<p>（参考・要求事項に変更無し）</p> <p>（安全施設）</p> <p>第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p> <p>2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であつて、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。</p> <p>4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。</p> <p>5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。</p> <p>6 （略）</p> <p>7 （略）</p> <p><解釈></p> <p>第12条（安全施設）</p> <p>1 第1項に規定する「安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたもの」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」による。ここで、当該指針における「安全機能を有する構築物、系統及び機器」は本規定の「安全施設」に読み替える。</p> <p>2 第2項の「単一故障」は、従属要因に基づく多重故障に含まれる。</p> <p>3 （略）</p> <p>4 （略）</p> <p>5 （略）</p> <p>6 第3項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件をいう。</p> <p>7 第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>8 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。</p> <p>一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（原子力規制委員会規則第号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む。）ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p> <p>二 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p> <p>三 発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p> <p>9 第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p>													
<table border="1"> <thead> <tr> <th>構築物、系統及び機器</th> <th>要求事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>反応度制御系及び原子炉停止系</td> <td>試験のできる設計であること</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ</td> <td>原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること</td> </tr> <tr> <td>残留熱を除去する系統</td> <td>試験のできる設計であること</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系</td> <td>定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること</td> </tr> <tr> <td>最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系</td> <td>試験のできる設計であること</td> </tr> </tbody> </table>	構築物、系統及び機器	要求事項	反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること	原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること	残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること	非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること	最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系	試験のできる設計であること	
構築物、系統及び機器	要求事項												
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること												
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること												
残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること												
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること												
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系	試験のできる設計であること												

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
統		
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること	
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること	
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計であること	
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計であること	
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること	
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること	
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること	
<p>10 第5項に規定する「蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物」とは、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発又は重量機器の落下等によって発生する飛散物をいう。なお、二次的飛散物、火災、化学反応、電氣的損傷、配管の破損又は機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。</p> <p>また、上記の「発生する飛散物」の評価については、「タービンミサイル評価について」（昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会）等によること。</p> <p>11 （略）</p> <p>12 （略）</p> <p>13 （略）</p> <p>14 （略）</p>		

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（全交流動力電源喪失対策設備（第14条））

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（全交流動力電源喪失対策設備）</p> <p>第十四条 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p><解釈></p> <p>第14条（全交流動力電源喪失対策設備）</p> <p>1 第14条について、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要とする電気容量を一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）確保できること。</p>	<p>全交流動力電源喪失（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間と発電用原子炉の安全停止等に必要となる設備の動作を確認した上で、十分長い間、電力を供給できるように電気容量を設定しているか。</p> <p>（重大事故等に対処するために必要な電力の給電開始までに要する時間）</p> <p>① 全交流動力電源喪失時（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）から重大事故等に対処するために必要な電力の給電が交流動力電源設備から開始されるまでの時間を確認。</p> <p>（必要な設備の動作）</p> <p>② 全交流動力電源が喪失した場合でも、原子炉の安全停止、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保のために必要な設備の動作を確認。補足説明資料において、必要な設備の負荷電流が整理されて示されているか。</p> <p>（電気容量の設定）</p> <p>③ これらの動作に必要な電気容量を含む直流電源負荷に対し、一定時間（重大事故等に対処するための電源設備から電力が供給されるまでの間）以上の電力の供給するための蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を確保する設計とすることを確認。補足説明資料において、</p>	<p>蓄電池（安全防護系用）について、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約30分間に対し、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性確保のため、必要となる設備に1時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計とすることを確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの時間として約30分であることを確認した。補足説明資料において、「約30分間」について重大事故等に対処するための代替電源から電力が供給されるまでの給電操作時間（約20分）に、状況判断に要する時間10分を加えた時間であることが示されている。（参照「参考2 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」）</p> <p>② 全交流動力電源が喪失した場合、必要な設備の動作として、原子炉停止系の動作により原子炉を安全に停止し、1次冷却系においては1次冷却材の自然循環、2次冷却系においてはタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気安全弁の動作により一定時間冷却を行えるとともに原子炉格納容器の健全性を確保するための工学的安全施設が動作することができるよう、制御電源の確保等があることを確認した。補足説明資料において、必要な負荷としてパワーセンタ、メタクラ、タービン動補助給水ポンプ起動盤、計器用電源、その他制御盤の待機動力等があることが示されている。また、負荷パターンとして電源喪失後約30分までにパワーセンタ等に必要な直流電源を供給することとなり負荷電流の増減は自動動作であることが示されている。（P14-16～23）</p> <p>③ 上記②の動作に必要な蓄電池（安全防護系用）の容量は、1組あたり2200A・hで設計することで全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約30分間に対し、十分長い間確保できることを確認した。また、3組の蓄電池（安全保護系用2組、一般用1組）は、据置型蓄電池で独立したものであり、蓄電池（安全防護系用）2組は非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する設計とすることを確認した。また、直流電源設備は、3組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、直流主分電盤等で構成し、蓄電池（安全防護系用）2組のいずれの1組が故障しても残り</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>電気容量の設定根拠について、必要な設備の負荷に対して十分長い間電力を供給できることが示されているか。</p>	<p>の系統でプラントの安全性を確保することを直流単線結線図において確認した。</p> <p>補足説明資料において、容量設定根拠や蓄電池（安全防護系用）の配置が示されており、蓄電池（安全防護系用）は上記②で確認した負荷の切り離しを行わずに2.8時間、電気の供給が可能な容量を有する設計とすることが示されている。その結果、1号炉でA系、B系それぞれ2,198A・h、2,117A・h、2号炉でA系、B系それぞれ2,173A・h、2,127A・hの負荷としており、余裕を考慮した上で、2,200A・hで設計することが示されている。</p> <p>負荷の算出にあたっては、使用年数により低下する蓄電池容量の変化を補償し、所定の負荷特性を満足させるために用いる補正值として保守率（0.9）を用いている。この設定は、長期使用している蓄電池について残容量をサンプリング調査にて測定を実施し、定格容量の90%以上の容量があること、蓄電池取替周期の15年では90%容量低下（保守率0.9に相当）に達しないことから妥当であることが示されている。</p> <p>さらに、蓄電池の健全性を維持・確認するために実施する、日常点検、定期点検、定期事業者検査及び定期取替の頻度と内容が示されている。</p> <p>また、一定時間を超えて（重大事故等対処時）、長時間の全交流動力電源喪失が発生した場合は、発生後1時間までに中央制御室にて不要直流負荷を切り離し、8時間後以降に中央制御室下階の計器用インバータ室の計器用分電盤で更に不要負荷の切り離す手順を整備している。この際の負荷パターン及び直流負荷概要（「参考3 所内常設蓄電式直流電源設備」）が示されている。（P14-15～33）</p>

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条））

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

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

このため、以下の事項について確認する。

第16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策.....	2
2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保.....	3

1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>第十六条</p> <p>2</p> <p>二</p> <p>二 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする。</p>	<p>第16条第2項第2号二は、想定される重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能が損なわれないように設計することを確認。</p> <p>(i)使用済燃料の貯蔵施設（乾式キャスクを除く。）において想定される燃料体の落下時の想定に加え（既許可）、その他の重量物の落下時においても、使用済燃料の貯蔵施設の機能（遮蔽能力、最終ヒートシンクへの崩壊熱の輸送及び漏えい検知）が損なわれない設計としているか。</p> <p>① 落下が想定される重量物の抽出の考え方を確認。なお、抽出されなかった重量物についてはその根拠を確認。</p> <p>② 抽出された重量物について、落下時の影響を考慮して必要な重量物落下防止対策が講じる方針であることを確認。</p>	<p>① 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下のおそれのある重量物等の落下時のエネルギーを評価し、気中における落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー以上となる設備等を抽出している（原子炉補助建屋の構造物、使用済燃料ピットクレーン、補助建屋クレーン及び使用済燃料ピットの竜巻防護ネット）ことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、抽出基準及び抽出結果が示されている。（参照：「使用済燃料ピットへの落下時影響評価が必要な重量物の評価フロー」（P28）評価フローにおいては、使用済燃料ピットとの離隔距離や設置状況を考慮して、使用済燃料ピットに落下するおそれがないものは検討不要とすること、さらに、落下エネルギーと気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギーを比較し下回るものも検討不要としている。また、耐震安全評価、設備構造及び運用面について、適切に対応されるものについては検討不要であることが示されている。</p> <p>また、重量物の選定結果が網羅的に示されている。（参照：「評価フローⅠの抽出結果」、「使用済燃料貯蔵施設への落下時影響評価が必要な重要物の選定に関する整理表」（P30、53、54））</p> <p>さらに、既許可である燃料集合体落下時のライニング評価が示されている。（P121、122）</p> <p>② 抽出したそれぞれの重量物に対して、以下のような対策を講じる。</p> <p>(1)原子炉補助建屋の構造物については、基準地震動に対して使用済燃料ピット内への落下を防止できるように設計する。</p> <p>具体的には、原子炉補助建屋の天井を支持する鉄骨梁及び柱は、基準地震動に対して健全性が確保される設計とすること、天井は、鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とすること、壁は、梁や柱の外側に取り付け、使用済燃料ピット内に落下しない構造とすることを確認した。</p> <p>(2)使用済燃料ピットクレーンについては、基準地震動に対して、クレーン本体、転倒防止金具及び走行レールに発生する荷重が許容応力以下となるように、吊荷を考慮し保守的に設計する。</p> <p>使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動による地震力に対し、クレーン本体、転倒防止金具及び走行レールにおける評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・クレーン本体に発生する地震力が、保守的な吊荷の条件で、耐震性が確保される設計とすること ・クレーンの転倒防止金具等に発生する地震力が、保守的な吊荷の条件で、許容応力以下であること ・走行レールの基礎ボルトに発生する地震力が、走行方向、走行直角方向及び鉛直方向について、地震時に基礎ボルトに発生する荷重が、許容応力以下であること <p>(3)補助建屋クレーンについては、使用済燃料ピットの一部走行レールを敷設しているが、走行範囲を制限する措置を講ずること及び建屋の構造上、仮に走行レールから脱落したとしても、クレーン本体及び吊荷の使用済燃料ピットへの落下を防止できる設計とする。また、使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取扱う場合は、落下物とならないよう運用上の措置を講ずることとする。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
		<p>補助建屋クレーンは、使用済燃料ピットの上部に一部走行レールがあるが、走行範囲を制限する措置を講ずること及び建屋の構造により、仮に脱落したとしても、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とすることを確認した。仮に落下後の移動を想定しても、使用済燃料ピットとの間に燃料取替用チャンネルがあるため、クレーン本体及び吊荷が使用済み燃料ピットへの落下物となることはないことを確認した。</p> <p>(4) 使用済燃料ピットの竜巻防護ネットについては、基準地震動に対して、耐震性を確保する設計とする。</p> <p>使用済燃料ピット竜巻飛来物防護対策設備は、基準地震動による地震力に対し、評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット竜巻飛来物防護対策設備に発生する地震力が、保守的な条件で、耐震性が確保される設計とすること ・使用済燃料ピット竜巻飛来物防護対策設備に発生する地震力が、水平方向、直角方向及び鉛直方向について、地震時に使用済燃料ピット竜巻飛来物防護対策設備の架台の基礎ボルト等、評価対象部位を定め、評価対象部位に発生する荷重が、許容応力以下であること <p>補足説明資料において、使用済燃料ピットへの落下原因（地震による破壊、機器の故障、装置の誤操作）に応じて落下防止措置が示されている。(P37～55)</p>

2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)</p> <p>第十六条</p> <p>3 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。</p> <p>一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする。</p> <p>二 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。</p> <p>(解釈)</p>	<p>第16条第3項第1号は、燃料取扱場所の放射線量に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、その異常を検知し、原子炉制御室における監視等が可能となるように設計とすることを確認する。</p> <p>※第23条第1項第5項の「記録され、及び当該記録が保存」する必要なパラメータは、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するためのものであることから、使用済燃料貯蔵槽の計測制御系統施設は要求対象外</p> <p>(i) 燃料取扱場所の放射線量に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても異常を検知し、原子炉制御室において監視できる設計方針としているか。</p> <p>① 燃料取扱場所の放射線量に加え、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温についても、測定する設備が設置される設計としていることを確認。また、当該情報に異常が認められた場合は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ それを検知して原子炉制御室に伝える 	<p>① 使用済燃料ピットの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を中央制御室において監視し、異常時に警報を発信するように設計とされていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、設備名称毎に種類、測定範囲、警報設定値、取付箇所及び個数について示されている。(P67)</p> <p>また、監視設備の計測結果の記録方法及び保存期間が社内規程に基づき定めて保管することが示されている。(P77～79)</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>6 第3項第1号に規定する「使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え」とは、異常時において燃料取扱場所への立ち入りが制限される場合においても、原子炉制御室でモニタリングが可能であることをいう。</p> <p>7 第3項第2号に規定する「外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるもの」については、外部電源の喪失時においても使用済燃料貯蔵槽の状態の監視が可能であることを求めているが、当該状態の監視方法には、直接的な測定方法に加え間接的な測定方法を含めてもよい。</p>	<ul style="list-style-type: none"> または、異常が生じた水位及び水温を自動的に制御する どちらかにより、放射線量を自動的に抑制することができる設計としていることを確認。 	
<p>（計測制御系統施設）</p> <p>第二十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。</p> <p>五 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存されるものとする。</p> <p>（解釈）</p> <p>3 第5号に規定する「必要なパラメータ」とは、安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの三つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力・温度等をいう。</p> <p>4 第5号に規定する「記録され、及び当該記録が保存されるもの」とは、事象の経過後において、上記3の「必要なパラメータ」が参照可能であることをいう。</p>	<p>（ii）外部電源が利用できない場合でも、使用済燃料貯蔵槽の状態を示すパラメータの監視が可能となる設計方針としているか。</p> <p>① 外部電源が利用できない場合においても、温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示すパラメータが抽出されていること、また、抽出の考え方を確認。</p> <p>② 外部電源が利用できない場合においても、温度、水位その他の発電用原子炉施設の状態を示すパラメータを監視できるよう非常用母線に接続する等の非常用の電源を確保した設計としていることを確認。</p>	<p>①、②</p> <p>さらに、外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により、使用済燃料ピットの水位、水温及び放射線量を監視できるように設計することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、監視設備の電源構成が非常用所内電源より受電されることが示されている、（参照：「図 1.4.1 使用済燃料ピット監視設備（DB）の電源構成（高浜例1号炉の例）」（P75））</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>5 設計基準事故時における計測制御系統施設については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）に定めるところによる。</p>		

<p>（参考・要求事項に変更無し）</p> <p>第十六条</p> <p>発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする事。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。</p> <p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。</p> <p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする事。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする事。</p> <p>ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする事。</p> <p>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。</p> <p>二 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。</p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする事。</p> <p>ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであつて、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れいした場合において水の漏えいを検知することができるものとする事。</p> <p>二 （略）</p> <p>3 （略）</p> <p>一 （略）</p> <p>二 （略）</p> <p>4 キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。</p> <p>二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする事。</p> <p>三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする事。</p> <p>（解釈）</p> <p>1 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取り扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。</p> <p>2 第2項第1号イに規定する「燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、燃料貯蔵槽等への燃料落下による敷地境界外の実効線量が「発</p>
--

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針にある「4. 2事故（5）周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を満たさないことをいう。</p> <p>「放射性物質の放出を低減するもの」とは、空気系の浄化装置をいい、第32条第7項に規定された施設を兼ねることができる。</p> <p>3 第2項第1号イについて、使用済燃料の貯蔵設備として乾式キャスクを用いる場合において、その蓋部を開放することなく、かつ、内包する放射性物質の閉じ込めが乾式キャスクのみで担保できる場合にあっては、放射性物質の放出を低減するものを設けなくてもよい。</p> <p>4 第2項第1号ロに規定する「燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1炉心分以上貯蔵することができる容量を確保すること。</p> <p>この場合において、「容量」には、第4項に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。</p> <p>5 第2項第2号に規定する「乾式キャスク」とは、使用済燃料の収納後にその内部を乾燥させ、使用済燃料を不活性ガスとともに封入（装荷）し貯蔵する容器をいい、キャスク本体、蓋部（二重）及びバスケット等で構成される。</p> <p>6 （略）</p> <p>7 （略）</p> <p>8 第4項における乾式キャスクの設計の妥当性については、「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」（平成4年8月27日原子力安全委員会了承）に基づき確認する。</p> <p>（計測制御系統施設）</p> <p>第二十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。</p> <p>一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。</p> <p>二 前号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるものとする。</p> <p>四 前号のパラメータのうち、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても二種類以上監視し、又は推定することができるものとする。</p> <p>五 （略）</p> <p>（解釈）</p> <p>第23条（計測制御系統施設）</p> <p>1 第1号に規定する「健全性を確保するために監視することが必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束、中性子束分布、原子炉水位、原子炉冷却材系の圧力、温度及び流量、原子炉冷却材の水質並びに原子炉格納容器内の圧力、温度及び雰囲気ガス濃度等をいう。</p> <p>2 第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータ」とは、原子炉格納容器内雰囲気圧力、温度、水素ガス濃度及び放射性物質濃度等をいう。</p> <p>3～5 （略）</p>	

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条））

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（原子炉冷却材圧力バウンダリ）</p> <p>第十七条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第17条（原子炉冷却材圧力バウンダリ）</p> <p>1</p> <p>三 接続配管</p> <p>口 <u>通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</u></p>	<p>（i）原子炉冷却材圧力バウンダリのうち接続配管について、「通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲」を対象とする方針を確認する。</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリのうち接続配管について、原子炉冷却材圧力が高い場合に第1隔離弁（電動弁）を開放しないようにインターロックが設けた場合であったとしても、原子炉制御室から遠隔操作により第1隔離弁（電動弁）を「開」とするおそれのあるものを「通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するもの」に区分し、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲を対象とする方針を確認。</p> <p>② ①における範囲について、図面等により第2隔離弁を含むまでの範囲を確認。</p>	<p>① <u>通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有する接続配管は、原子炉側からみて、第2隔離弁までの範囲を原子炉冷却材圧力バウンダリとする</u>ことを確認した。 補足説明資料において、原子炉冷却材圧力バウンダリ拡大範囲の抽出フローが示されている。（P17-37）</p> <p>② 抽出された余熱除去系入口ラインを含む原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲を「原子炉冷却材圧力バウンダリ図（1号炉）」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリ図（2号炉）」で確認した。（P8(1)-5-152、8(2)-5-99）</p>
	<p>（ii）原子炉冷却材圧力バウンダリのうち接続配管について、弁が開状態とならないように施錠管理されている第1隔離弁を、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲を対象とする方針を確認する。</p> <p>① 「通常時又は事故時に開となるおそれのない弁を有するもの」と区分するため、弁が開状態とならないようにするための管理を確認。</p>	<p>① <u>なお、上記以外の第1隔離弁については、施錠管理を行うことにより開とならない運用とする</u>ことを確認した。具体的な隔離弁としては、1次冷却系ループドレン弁及び加圧器ベント弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないようにハンドルロックによる施錠管理を実施することを確認した。（P8(1)-5-3） 補足説明資料において、施錠した隔離弁の運用及び管理が示されている。※余熱除去系入口ラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁までをバウンダリとし、第2隔離弁については、通常運転時、閉弁で電源切とし弁が開放しないよう運用とする。（参照：P17-15～17）</p>
	<p>（iii）クラス1機器と同様の仕様とすることを確認する。</p> <p>① バウンダリ拡大範囲についても、設置許可基準規則第17条各号の要求を満足する設計方針であることを確認。</p>	<p>① <u>原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる負荷に耐えるとともに、瞬間的破壊が生じないよう十分なじん性を有する設計とする</u>ことを確認した。<u>また、クラス1機器としての供用期間中検査を可能とする</u>ことを確認した。また、<u>設置許可基準規則解釈第17条の規定により新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管は、いずれもこれまでクラス2機器であったことから、クラス1機器における要求を満足していることを確認する</u>ことを確認し</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>【補足説明資料】</p> <p>② 上記のパウダリ拡大範囲については、クラス2設備であったことから、従来の原子炉冷却材圧力パウダリ内系統の仕様（材料、漏洩を検出する装置の取付け位置、最高使用圧力、最高使用温度）と同様であることを確認。</p> <p>③ 主配管及び主要弁等については、強度・耐震評価を行いクラス1機器としての要求を満足している設計であることを第12条第3項及び第17条各号も踏まえて確認（クラス1設備相当）。</p> <p>④ 定期事業者検査としてクラス1として位置付けた検査が行えることを第12条第4項も踏まえて確認。</p>	<p>た。当該配管と管台の溶接継手に対して、非破壊検査を全数継続的に行い健全性を確認するとともに、クラス1機器としての供用期間中検査を行うことを確認した。</p> <p>② 補足説明資料において、余熱除去系入口ラインは、これまでクラス2機器として扱われてきたが、今回の原子炉冷却材圧力パウダリの一部として扱われることになったため、クラス1機器としての性能並びに保守管理を行う必要があることから、配管・弁の仕様が、原子炉冷却材圧力パウダリ内の系統の仕様（最高使用圧力、最高使用温度）と同じであることが示されている。（参照：「表3 余熱除去系入口ラインの配管の仕様」、「表4 余熱除去系入口ラインの弁の仕様」（P17-18））</p> <p>③ 補足説明資料において、強度・耐震評価について、クラス1配管・弁に必要な評価を実施し、許容値を満足していることが示されている。（参照：「2.4 原子炉冷却材圧力パウダリ拡大範囲の強度・耐震評価」P17-19～22）</p> <p>④ 補足説明資料において、クラス1機器の保全方法について、ISIに組み込む等所要の変更を行うこと、これまで実施したPSI、ISIの内容及び今施設定期検査にて、全数検査を実施し健全性を確認する方針であることが示されている。また、漏えい検査の方法及び手順について、維持規格（2008年度版）品質保証及び検査方法に基づき実施することが示されている。（参照：「2.5 原子炉冷却材圧力パウダリ拡大範囲の保全方法」、「2.6 原子炉冷却材圧力パウダリ、原子炉格納容器パウダリに対する漏洩検査への影響について」（P17-23～25））</p> <p>製造・据付プロセスにおいて、クラス1及びクラス2での非破壊検査の項目が異なるものの、対象となる部位についてクラス1要求の検査を概ね実施することは可能である。一部主配管の溶接部である母管と管台との溶接継手については、溶接検査（1/2PT 溶接検査）が実施できない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 当該溶接部は、溶接検査において1/2PT 検査の前工程である材料検査、開先検査、溶接検査の各工程において所定の検査に合格しているとともに、最終層PT 検査、耐圧・外観検査に合格していること ・ 当該部位については、管台と母管を最終層まで溶接したあとに穴あけ加工を実施する施工方法であることから、溶接部において最も溶接欠陥が発生しやすいと考えられる初層部は切削除去されること ・ 溶接を実施するものは、国にて認可された溶接士が溶接を実施したこと ・ 国内において、当該箇所を起因とした損傷事例は、現時点においてないこと <p>以上により、1/2PT 検査は実施していないものの、1/2 層位置でも同等の品質は得られていると考えられ、クラス1要求の検査を合格しているものと見なせることが示されている。</p>

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（安全保護回路（第24条））

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（安全保護回路）</p> <p>第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げる ところにより、安全保護回路（安全施設に属するもの に限る。以下この条において同じ。）を設けなければ ならない。</p> <p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的 に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作 をさせる行為による被害を防止することができるものと すること。</p> <p>（解釈）</p> <p>6 第6号に規定する「不正アクセス行為その他の 電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は 使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止 すること」とは、ハードウェアの物理的分離、機能的 分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験 段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する 等、承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことを いう。</p> <p>（参考）</p> <p>不正アクセス行為の禁止等に関する法律第2条第4項 一 アクセス制御機能を有する特定電子計算機に電気通 信回線を通じて当該アクセス制御機能に係る他人の 識別符号を入力して当該特定電子計算機を作動させ、 当該アクセス制御機能により制限されている特定利用 をし得る状態にさせる行為（当該アクセス制御機能を 付加したアクセス管理者がするもの及び当該アクセ ス管理者又は当該識別符号に係る利用権者の承諾を 得てするものを除く。）</p>	<p>（i）安全保護回路は、不正アクセス等行為に対して、 物理的分離及び機能的分離を講じていることを 確認する。</p> <p>（物理的分離）</p> <p>① 安全保護回路制御盤の施錠管理等によりアクセ スできる人を管理する方針としていることを確 認。</p> <p>② プログラムのパスワード管理等によりアクセ スを制限することによって直接的に容易に変更す ることができない設計としていることを確認。</p> <p>（機能的分離）</p> <p>③ 外部ネットワークとは接続しない設計として いることを確認。外部ネットワークと接続する必 要がある場合には、ゲートウェイを介して送信のみ の一方通信に制限することで機能的に分離する 方針としていることを確認。</p> <p>（ii）安全保護回路が物理的分離、機能的分離されて いることのほか、システムの導入段階から試験段階 においてコンピュータウイルスが混入することを 防止する対策（Validation & Verification）が実 施されていること等を確認する。</p>	<p>（i）</p> <p>（物理的分離）</p> <p>① 安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とすることを確認した。 安全保護系のデジタル計算機は、これが収納された盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことを確認した。また、安全保護系のデジタル計算機が収納された盤については、施錠管理方法を定め運用することを確認した。</p> <p>② 発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電氣的アクセスを制限する設計とすることを確認した。 不正な変更等による承認されていない動作や変更を防ぐため、発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機のパスワード管理により、電氣的アクセスを制限する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、発電所への入域に対する出入管理及び、原子炉保護系計器ラック等に対する盤の施錠と貸出管理等による物理的アクセス制限及び原子炉保護系計器ラック等のシステムへのパスワード管理等により、電氣的アクセス制限を図ることが示されている。（参照：「図4 不正アクセス防止の概念図」（P39/45））</p> <p>（機能的分離）</p> <p>③ 安全保護系のデジタル計算機は、ゲートウェイを介することにより送信のみに制限することで機能的に分離する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、原子炉保護系計器ラック、原子炉保護系リレーラック、安全防護系シーケンス盤、安全系マルチプレクサ盤、安全系VDUプロセッサ及び安全系VDUは、計測制御系と部分的に共用する場合には、計測制御系の影響により安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離された設計とすることが示されている。（参照：「第2図 独立性及び分離の説明図」（P4/5、5/5））</p> <p>（ii）</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>二 アクセス制御機能を有する特定電子計算機に電気通信回線を通じて当該アクセス制御機能による特定利用の制限を免れることができる情報（識別符号であるものを除く。）又は指令を入力して当該特定電子計算機を作動させ、その制限されている特定利用をし得る状態にさせる行為（当該アクセス制御機能を付加したアクセス管理者がするもの及び当該アクセス管理者の承諾を得てするものを除く。次号において同じ。）</p> <p>三 電気通信回線を介して接続された他の特定電子計算機が有するアクセス制御機能によりその特定利用を制限されている特定電子計算機に電気通信回線を通じてその制限を免れることができる情報又は指令を入力して当該特定電子計算機を作動させ、その制限されている特定利用をし得る状態にさせる行為</p>	<p>（調達管理）</p> <p>① 品質保証システムによる調達管理に加えて、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規定」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じた検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する方針としていることを確認。</p> <p>（ソフトウェアの信頼性）</p> <p>② 安全保護回路のソフトウェアについては、独自のプログラム言語で構築しており、一般的なコンピュータウイルスが動作する環境でないことを確認。</p>	<p>（調達管理）</p> <p>① 安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じて、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、安全保護系に適用するデジタル計算機の設計・製作及び検証と妥当性確認（V&V）の流れが示されている。（参照：「図3 安全保護設備の検証及び妥当性確認」（P36～38/45））</p> <p>（ソフトウェアの信頼性）</p> <p>② 安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム及び言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とすることを確認した。 補足説明資料において、ソフトウェアの変更管理及び調達管理が示されている。（P37、41/45）</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。</p> <p>二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。</p> <p>三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。</p> <p>四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。</p> <p>五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。</p> <p>六 （略）</p> <p>七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。</p> <p>（解釈）</p> <p>1 第1号について、安全保護回路の運転時の異常な過渡変化時の機能の具体例としては、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇を防止するために、異常な状態を検知し、原子炉停止系統を含む適切な系統を作動させ、緊急停止の動作を開始させること等をいう。</p> <p>2 第3号に規定する「チャンネル」とは、安全保護動作に必要な単一の信号を発生させるために必要な構成要素（抵抗器、コンデンサ、トランジスタ、スイッチ及び導線等）及びモジュール（内部連絡された構成要素の集合体）の配列であって、検出器から論理回路入口までをいう。</p> <p>3 第4号に規定する「それぞれ互いに分離し」とは、独立性を有するようなチャンネル間の物理的分離及び電気的分離等をいう。</p> <p>4 第5号に規定する「駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況」とは、電力若しくは計装用空気の喪失又は何らかの原因により安全保護回路の論理回路が遮断される等の状況をいう。なお、不利な状況には、環境条件も含むが、どのような状況を考慮するかは、個々の設計に応じて判断する。</p> <p>5 第5号に規定する「発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるもの」とは、安全保護回路が単一故障した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行することにより、最終的に発電用原子炉施設が安全側の状態を維持するか、又は安全保護回路が単一故障してそのままの状態にとどまっても発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できることをいう。</p> <p>6 （略）</p> <p>7 第7号に規定する「安全保護機能を失わない」とは、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、これにより悪影響を受けない部分の安全保護回路が第1号から第6号を満たすことをいう。</p>		

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（保安電源設備（第33条））

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

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

第33条 保安電源設備

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

1. 保安電源の信頼性

(1) 発電所構内における電気系統の信頼性

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>1 第3項に規定する「安全施設への電力の供給が停止することがない」とは、重要安全施設に対して、その多重性を損なうことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易なことをいう。なお、上記の「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機及びバッテリー等）及び工学的安全施設を含む重要安全施設への電力供給設備（非常用母線スイッチギヤ及びケーブル等）をいう。</p> <p>2 第3項に規定する「機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止する」とは、電気系統の機器の短絡若しくは地絡又は母線の低電圧若しくは過電流等を検知し、遮断器等により故障箇所を隔離することによって、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できることをいう。また、外部電源に直接接続している変圧器の一次側において3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大</p>	<p>(i) 安全施設への電力の供給が停止することがないように、安全施設に対する電力系統の異常の検知とその拡大防止ができることを確認する。</p> <p>① 遮断器により短絡等の故障による影響を局所化し、他の安全機能への影響を限定できることを確認。</p> <p>② 外部電源に直接接続している変圧器の1次側において、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を行うことを確認（1相開放対策）。</p>	<p>① 保安電源設備については、安全施設への電力の供給が停止することがないようにすること、電力系統の異常の検知とその拡大防止については、遮断器により短絡等の故障による影響を局所化するとともに、他の安全機能への影響を限定できることを確認した。</p> <p>保安電源設備は、電線路、原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用発電設備から安全施設への電力の供給が停止することがないよう、発電機、外部電源系、非常用電源系、その他の関連する電気系機器の短絡や地絡又は母線の低電圧や過電流等を保護継電器にて検知できる設計とする。また、故障を検知した場合は、ガス絶縁開閉装置あるいはメタルクラッド開閉装置等の遮断器により故障箇所を隔離することにより、故障による影響を局所化できるとともに他の安全機能への影響を限定できる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、開閉所、予備変圧器等について、保護継電器の種類が示されている。（参照：P33-59）（変圧器1次側における1相開放は②へ）</p> <p>外部電源に直接接続している変圧器の1次側において、3相のうちの1相の電路の開放が生じた場合にあつては、安全施設への電力の供給が不安定になったことを検知し、保護継電器が作動することによる故障箇所の隔離又は非常用母線の接続変更その他の異常の拡大を防止する対策を行うことによつて、安全施設への電力の供給の安定性を回復できることを確認した。、1相開放故障事象の知見を手順書に反映し、運転員に対して定期的に教育を実施するとともに、変圧器の巡視点検を1日1回実施することや手動による受電切替え時には、架線部を含む変圧器の巡視点検を実施することで、可能な限り異常の早期検知に努めることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、変圧器1次側1相開放が発生した場合の検知や対応について示されている。（P33-60～66）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高浜発電所は、500kV送電線（高浜線及び青葉線）2ルート4回線及び77kV送電線（高浜連絡線）1ルート1回線で外部電源系統と連系している。非常用高圧母線への受電については、通常時、特高開閉所内にあるガス絶縁開閉装置（以下、GISという）及び油入りケーブル（以下、OFケーブルという）を介し、起動変圧器より受電している。また、所内変圧器、予備変圧器およびディーゼル発電機からの受電も可能となっている。 ・発思想定箇所（変圧器の1次側）において1相開放故障が発生した場合、地絡・短絡を伴うことが予想され、既存の保護継電器で検知可能である。また、地絡・短絡を伴わない1相開放故障が発生した場合においては、各種の機械的な検知または、人為的な検知を組みあわせることで、検知が可能である。 ・起動変圧器から非常用母線へ給電中の変圧器の1次側において1相開放故障を検知した場合、給電中の変圧器を手動にて切り離す事により、待機側の変圧器が受電可能な状態であれば、自動的に切り替わり、健全な変圧器より非常用母線に給電される。仮に待機側の変圧器も健全な状態で無い場合や、点検や運用上の理由から、待機側変圧器が無い場合等においては、非常用ディーゼル発電機の起動により非常用母線に給電される。 ・設備構成上、高浜1号炉及び2号炉において1相開放故障が発生する可能性はかなり低く、発生した場

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>を防止する対策（手動操作による対策を含む。）を行うことによって、安全設への電力の供給が停止することがないように、電力供給の安定性を回復できることをいう。</p>		<p>合でも地絡や短絡を伴うことが予想されることから既存の保護継電器でも検知可能である。現状において、人為的な検知と機械的な検知を組み合わせて地絡・短絡を伴わない1相開放故障も含めて検知できている。仮に1相開放故障が発生した場合にも、その兆候を捉えることができれば、待機側の電源系への切替えや、ディーゼル発電機の起動により、安全上の問題に至る前に、事象を収束することが可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次側で1相開放故障が発生した場合に、当該母線から給電された電動機に異常な挙動（振動や異音）があったり、連続的に過負荷トリップする等の挙動を示す場合もあり（米国パイロン2号炉においても確認されている。）、これらの事象で1相開放故障が発見される場合も考えられることも踏まえ、運転員の1相開放故障発生時の対応を確実にするために、運転、監視業務に関する規定類（発電室業務所則の内、巡回点検業務）に1相開放（欠相）が発生した場合の兆候、対応について記載している。 ・そのうえで、1相開放故障を検知できないのは、予備変圧器のラインだけであり、それを使用時には現場確認するとともに、1週間に1回電流を確認する。
	<p>（ii）重要安全施設に接続する電気系統については、信頼性が高いことを確認する。</p> <p>① 重要安全施設に接続する電気系統（送電線、母線、変圧器）については、系統分離を考慮した母線によって構成されることを確認。</p> <p>② 重要安全施設に対する電気系統については、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであることを確認。</p> <p>③ 重要安全施設に対する電気系統については、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替え操作が容易であることを確認。</p>	<p>（ii） 重要安全施設に対する電気系統については、系統分離を考慮した母線によって構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替え操作が容易であることを確認した。</p> <p>① 送電線の回線数と開閉所の母線数は、供給信頼度の整合が図れた設計とし、500kV母線は2母線、77kV母線は1母線で構成することを確認した。500kV送電線及び77kV送電線は、それぞれ起動変圧器及び予備変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とするとともに発電機からの発生電力は、所内変圧器を介し原子炉施設へ給電する設計とすることを確認した。非常用母線を2母線確保する構成とすることで、多重性を損なうことなく、系統分離を考慮して母線を構成する設計とすることを確認した。</p> <p>② 電気系統を構成する送電線、母線、変圧器、非常用電源系、その他関連する機器については、電気学会電気規格調査会にて定められた規格（JEC）又は日本工業規格（JIS）等で定められた適切な仕様を選定することにより、信頼性の高い設計とすることを確認した。</p> <p>③ 非常用所内電源からの受電時等の母線の切り替えは、故障を検知した場合、自動切替え及び容易に手動で切り替わる設計とすることを確認した。 補足説明資料において、非常用母線が優先電源（起動変圧器）から受電できなくなった場合には後備電源（所内変圧器に切替えられ最終的にはディーゼル発電機が投入）に自動で切替えられることが示されている。（P33-81）</p>

（2）電線路の独立性

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>4 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>3 第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。</p> <p>4 第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみに連系し、当該変電所又は開閉所が停止することにより当該発電用原子炉施設に接続された送電線が全て停止する事態にならないことをいう。</p>	<p>設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも2回線について、それぞれ互いに独立しているものであって、設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該施設を電力系統に連系する設計としているか。</p> <p>（i）外部電源受電回路が2つ以上設けられることを確認する。</p> <p>① 外部電源受電回路が2つ以上設け、電線路については、送受電可能な回線又は受電専用の回線の複数回線で構成されており、電力系統と非常用所内配電設備とを接続できる設計としていることを確認。</p> <p>（ii）電線路の上流側の接続先が複数の変電所又は開閉所とすることを確認する。</p> <p>① 電線路の上流側の接続先が複数の変電所又は開閉所とすることを確認する。</p> <p>② 1箇所の変電所又は開閉所の停止を想定しても、他の変電所又は開閉所から電力を供給することが可能であることを確認する。</p>	<p>① 本発電所について、送受電可能な500kV送電線（高浜線及び青葉線）2ルート4回線と、受電専用77kV送電線（高浜連絡線）1ルート1回線の3ルート5回線で電力系統に連系しており、500kV送電線は約30km離れた新綾部変電所に連系し、77kV送電線は約9km離れた高浜変電所に連系していることを確認した。</p> <p>① 500kV送電線は、約30km離れた新綾部変電所に連系する。また、77kV送電線は、約9km離れた高浜変電所に連系する。これらの変電所は、その電力系統における上流側の接続先において異なる変電所に連系し、1つの変電所が停止することによって、当該原子力施設に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない設計とすることを確認した。場所については「第10.3.1図 送電系統図（平成27年2月時点系統図）」で確認した。 補足説明資料において、地震により複数の変電所等が同時に喪失しないことを、変電所と活断層との位置関係が示されている。（P33-90）</p> <p>② 3ルート5回線の送電線との独立性を確保するため、万一、送電線の上流側接続先である新綾部変電所が停止しても、高浜変電所から電力を供給することが可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、1つの変電所が全停電した際の電力供給ルートが概要図として示されている。（参照：P33-83,84）</p>

（3）電線路の物理的分離

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。</p> <p>（解釈）</p>	<p>設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも1回線について、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できる設計としているか。</p> <p>（i）電線路について、少なくとも1回線については、他の回線と同一の送電鉄塔等に架線されないなど</p>	<p>① 設計基準対象施設に連系する500kV送電線（高浜線）2回線、500kV送電線（青葉線）2回線と77kV送電線（高浜連絡線）1回線について、同一の送電鉄塔に架線しない設計とすることを確認した。 補足説明資料において、高浜発電所における鉄塔の架線状況が示されている。（P33-109）</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>5 第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう。</p>	<p>物理的に分離される方針であることを確認する。</p> <p>① 設計基準対象施設に連系する電線路のうち少なくとも1回線について、同一の送電鉄塔に架線されていないことを確認。</p> <p>② ①の要求のほか、電線路の交差部、近接区間等については、各電線路の離隔距離や同一斜面に送電鉄塔を施設しないこと等により、互いに影響を受けないことが考慮されていることを確認。相互の電線路に交差部については、倒壊等により外部電源からの受電回路が同時に喪失しないように考慮されていること確認。</p>	<p>② 送電線は、大規模な盛り土崩壊、大規模な地滑り等による被害の最小化を図るため、鉄塔基礎の安定性を確保するとともに、強風発生時の事故防止対策の実施により、外部電源系からの電力供給が同時に停止することのないよう設計とされていることを確認した。500kV送電線（高浜線及び青葉線）と77kV送電線（高浜連絡線及び小浜線）の交差箇所の離隔距離については、必要な絶縁距離を確保する設計とすることを確認した。これらにより、設計基準対象施設に連系する送電線は、互いに物理的に分離した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、送電線が同時に機能喪失しにくい配置であることを送電線交差部の状況により示されている。(P33-85～89)</p>

（4）複数号炉を設置する場合における電力供給確保

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない</p> <p>（解釈）</p> <p>6 第6項に規定する「同時に停止しない」とは、複数の発電用原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源系が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であることをいう。なお、上記の「外部電源系」とは、外部電源（電力系統）に加えて当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。また、開閉所</p>	<p>設計基準対象施設に接続する電線路について、同一の発電所の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しない設計としているか。</p> <p>(1) 設計基準対象施設に接続する電線路が2回線喪失した場合でも電力の供給が同時に停止しないことを確認する。</p> <p>① 外部電源からの受電回路3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の発電用原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各発電用原子炉施設にタイラインで接続する構成であり電力の供給が同時に停止しないこと。※外部電源からの受電回路3回線には、当該発電用原子炉施設の主発電機からの電力を発電用原子炉施設に供給するための一連の設備を含めていないこと。</p> <p>(ii) 送受電設備は電力供給先の機器クラスに応じた信頼性があることを確認する。</p>	<p>① 設計基準対象施設に連系する送電線について、受電可能な5回線を有し、いずれの2回線が喪失しても、それ以外のいずれかの1回線により1号炉及び2号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量を備える構成としている。500kV送電線は、母線連絡遮断器を介し、母線のタイラインにより1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉に接続するとともに、77kV送電線は予備変圧器を介し、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉に接続する設計としていることを確認した。所内電力構成については、「第10.3.2図 特高開閉所単線結線図」を確認した。</p> <p>補足説明資料において、タイラインに関する外部電源系の構成概要が示されている。(P33-104,105)</p> <p>① 開閉所から主発電機側の送受電設備は、十分な支持性能を持つ地盤に設置する設計とした上で、碍子及び遮断器等の機器についても、耐震性の高いものを使用していることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不等沈下又は傾斜等が起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。さらに、津波に対して隔離又は防護するとともに、塩害を考慮したものであること。</p>	<p>① 開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備について、不等沈下又は傾斜が起きないような、電力供給先の耐震クラスに応じた十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子及び遮断器等については耐震性の高いものが使用されることを確認。</p> <p>② 発電所の外部電源関連設備は、津波の影響を受けないよう施設されるとともに、塩害対策が考慮されることを確認。</p>	<p>補足説明資料において、特高開閉所から主発電機側の送受電設備までの配置図と基礎構造図が示されている。(P33-109～112)</p> <p>② 当該開閉所等は、津波の影響を受けない敷地高さに設置するとともに、塩害を考慮する設計としていることを確認した。特高開閉所は、塩害を考慮し、碍子に対しては、碍子洗浄装置を設置し、遮断器等に対しては、電路がタンクに内包されているガス絶縁開閉装置を採用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、津波による影響及び塩害への対応が示されている。(P33-108、109)</p>

2. 外部電源喪失時における発電所構内の電源の確保

(1) 非常用電源設備等

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p> <p>(解釈) 7 第7項に規定する「十分な容量」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。</p>	<p>非常用電源設備及びその附属設備について、多重性又は多様性及び独立性を確保し、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有する設計としているか。</p> <p>(i) 非常用電源設備及びその附属設備は、高い信頼性が確保されていることを確認する。</p> <p>① 多重性又は多様性及び独立性を確保することを確認。</p> <p>② 当該系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、機能が確保されることを確認、設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有することを確認。</p> <p>③ 定格出力で7日間以上の連続運転ができる容量の燃料貯蔵設備を敷地内に設けることを確認。</p>	<p>非常用ディーゼル発電機及び蓄電池について、多重性及び独立性を考慮し、それぞれ別の場所に設置することにより、その系統を構成する機器又は器具の単一故障が発生した場合であっても、設計基準事故に対処するための設備の機能を確保することを確認した。</p> <p>① ディーゼル発電機及び附属設備は、多重性及び独立性を考慮して、必要な容量のものを各々別の場所に2台備え、共通要因により機能が喪失しない設計とするとともに、各々非常用高圧母線に接続することを確認した。負荷については、「第10.1.1図 所内単線結線図」を確認した。</p> <p>蓄電池は、非常用2系統を各々別の場所に設置し、多重性及び独立性を確保し共通要因により機能が喪失しない設計とすることを確認した。負荷については、「第10.1.3図 直流単線結線図」を確認した。</p> <p>補足説明資料において、ディーゼル発電機及び蓄電池について、具体的な配置の考慮が示されている。(P33-121、122)</p> <p>② ①により、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合にも、機能が確保される設計とすることを確認した。ディーゼル発電機負荷が最も大きくなる1次冷却材喪失事故と外部電源喪失が同時に起こった場合の負荷曲線により、発電機容量が十分であることを確認した（参照「第10.1.2図 工学的安全施設作動時におけるディーゼル発電機の負荷曲線」）。</p> <p>③ 非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする燃料を貯蔵する設備として、燃料油貯油そうを設置し、7日間分の連続運転に必要な容量以上の燃料を貯蔵することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、ディーゼル発電機の燃料油供給系統の構成が示されている。(P33-125、126)</p>

(2) 隣接する原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。</p> <p>(解釈) 8 第8項に規定する「他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合」とは、発電用原子炉施設ごとに、必要</p>	<p>設計基準対象施設について、隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合であっても、これに過度に依存しない設計としているか。</p>	<p>非常用電源設備及びその附属設備は号炉毎に単独で設置し、他の原子炉施設と共用しない設計とすることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>な電気容量の非常用電源設備を設置した上で、安全性の向上が認められる設計であることを条件として、認められ得る非常用電源設備の共用をいう。</p>		
<p>（参考・要求事項に変更無し）</p> <p>（保安電源設備）</p> <p>第三十三条 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>3 （略）</p> <p>4 （略）</p> <p>5 （略）</p> <p>6 （略）</p> <p>7 （略）</p> <p>8 （略）</p> <p>（解釈）</p> <p>第33条（保安電源設備）</p> <p>1 （略）</p> <p>2 （略）</p> <p>3 （略）</p> <p>4 （略）</p> <p>5 （略）</p> <p>6 （略）</p> <p>7 （略）</p> <p>8 （略）</p>		

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（地震による損傷の防止（第4条及び第39条））

設置許可基準規則第4条は、以下を要求している。

第4条 地震による損傷の防止

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

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

また、設置許可基準規則第39条は、以下を要求している。

第39条 地震による損傷の防止

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

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

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

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

地震による損傷の防止

0. 基本方針	4 地震-2
(1) 確認ポイントの構成	4 地震-2
1. 施設の分類	4 地震-4
(1) 耐震重要度分類	4 地震-4
(2) 重大事故等対処施設の分類	4 地震-6
2. 弾性設計用地震動	4 地震-7
3. 地震力の算定法	4 地震-8
(1) 動的地震力	4 地震-8
(2) 静的地震力	4 地震-10
(3) 重大事故等対処施設に適用する地震力	4 地震-12
4. 荷重の組合せと許容限界	4 地震-13
(1) 建物・構築物	4 地震-13
(2) 機器・配管系	4 地震-16
(3) 津波防護施設等	4 地震-19
(4) 重大事故等対処施設	4 地震-20
5. 設計における留意事項	4 地震-21
(1) 波及的影響	4 地震-21
(2) 重大事故等対処施設への波及的影響	4 地震-22

0. 基本方針

(1) 確認ポイントの構成

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項
<p>第4条（地震による損傷の防止） 第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>※第4項については、耐震設計方針の確認対象外。</p> <p>解釈 別記2のとおりとする。</p> <p>※解釈別記2については、右記の個別項目で記載する。</p>	<p>設置許可基準規則第4条（地震による損傷の防止）のうち設計に係る内容を、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」の「Ⅱ. 耐震設計方針」に基づき以下の1.～5.の項目に区分し確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 耐震重要度分類・・・解釈別記2の第2項 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 重要な安全機能を有する施設はSクラス、これと比べて影響が小さいものはBクラス、これら以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設はCクラスと適切に分類されていること。 2. 弾性設計用地震動・・・解釈別記2の第4項 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 弾性設計用地震動が、「地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐える」ように工学的判断に基づいて設定されていること。また、具体的な設定値及び設定根拠。 3. 地震力の算定法・・・解釈別記2の第4項及び第7項 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、地震応答解析を行って水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定すること。 ✓ 建物・構築物の水平方向静的地震力は、地震層せん断力係数に施設の重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する方針であること。また、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。機器・配管系の静的地震力はこれらの水平震度及び鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めること。 4. 荷重の組合せと許容限界・・・解釈別記2の第1項、第3項及び第6項 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 建物・構築物、機器・配管系の各々について、耐震重要度分類毎に地震と組合せるべき荷重及び対応する許容限界についての考え方が適切であること。 5. 設計における留意事項・・・解釈別記2の第6項 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 耐震重要施設が下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわない設計となっていること。

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

1. 施設の分類

(1) 耐震重要度分類

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第4条（地震による損傷の防止） 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>解釈別記2 2 第4条第2項に規定する「地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度」とは、地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）をいう。設計基準対象施設は、耐震重要度に応じて、以下のクラス（以下「耐震重要度分類」という。）に分類するものとする。 一 Sクラス 地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいものをいい、少なくとも次の施設はSクラスとすること。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系 ・使用済燃料を貯蔵するための施設 ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設 ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設</p>	<p>【地震ガイド：確認内容】 3. 耐震重要度分類 耐震重要度分類の定義が下記を踏まえ妥当であることを確認する。また、施設の具体的な耐震重要度分類の妥当性について確認する。</p> <p>3.1 Sクラスの施設 ・地震により発生する可能性のある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設 ・自ら放射性物質を内蔵している施設 ・当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設 ・これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、環境への放射線による影響を軽減するために必要な機能を持つ施設 ・これらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設 ・地震に伴って発生する可能性のある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設</p> <p>3.2 Bクラスの施設 ・安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスと比べ小さい施設</p> <p>3.3 Cクラスの施設 ・Sクラス施設及びBクラス施設以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設</p>	<p>耐震重要度分類の策定について、地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設を含む設計基準対象施設を、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス、Cクラスに分類する方針としていること、さらに、分類した施設を、安全機能の役割に応じた設備に区分する方針とし、安全機能に間接的な役割を担う設備については、それに関連する設備に適用する地震力を踏まえ検討用地震動を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、耐震重要度分類を設定する方針としていることを、耐震重要度分類表（添八 第1.4.1表）で確認した。</p> <p>(1) 施設の分類 設計基準対象施設について、耐震重要度に応じて、重要な安全機能を有する施設（地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設を含む。）をSクラス、これと比べて安全機能を喪失した場合の影響の小さいものをBクラス、これら以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設をCクラスに分類する。</p> <p>(2) 設備の区分 設計基準対象施設について、その施設に要求される安全機能の役割に応じて、施設を構成する設備（主要設備、補助設備、直接支持構造物、間接支持構造物及び波及的影響を検討すべき施設）に区分する。</p> <p>(3) 検討用地震動の設定 間接支持構造物及び波及的影響を検討すべき施設について、それぞれに関連する主要設備、補助設備及び直接支持構造物の耐震設計に適用する地震力を踏まえ、検討用地震動（当該施設を支持する構造物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び波及的影響を考慮すべき施設に適用する地震動）を設定する。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設 ・放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設であり、上記の「放射性物質の放散を直接防ぐための施設」以外の施設 ・津波防護機能を有する設備（以下「津波防護施設」という。）及び浸水防止機能を有する設備（以下「浸水防止設備」という。） ・敷地における津波監視機能を有する施設（以下「津波監視設備」という。） <p>二 Bクラス</p> <p>安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設 ・放射性廃棄物を内蔵している施設（ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損により公衆に与える放射線の影響が実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）第2条第2項第6号に規定する「周辺監視区域」外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。） ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設 ・使用済燃料を冷却するための施設 ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設 <p>三 Cクラス</p> <p>Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。</p>		

(2) 重大事故等対処施設の分類

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

2. 弾性設計用地震動

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第4条（地震による損傷の防止） 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>解釈別記2 4 第4条第2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、以下に示す方法によること。 一 弾性設計用地震動による地震力 ・弾性設計用地震動は、基準地震動（第4条第3項の「その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震」による地震動をいう。以下同じ。）との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定すること。 ・（省略） ・（省略） ・（省略） 二（省略）</p> <p>※本項は、弾性設計用地震動の策定の項であり、地震力については、3.（1）動的地震力で確認する。</p>	<p>【地震ガイド：確認内容】 4. 弾性設計用地震動 弾性設計用地震動の策定方針が下記を踏まえ妥当であることを確認する。なお、基準地震動については、本ガイドの「I. 基準地震動」にて妥当性を確認する。 ・弾性設計用地震動の具体的な設定値及び設定根拠。 ・弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率が目安として0.5を下回らないような値で工学的判断に基づいて設定すること（「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 平成18年9月19日 原子力安全委員会決定」における弾性設計用地震動 Sd の規定と同様）</p>	<p>安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率を考慮すること及び基準地震動 S1 の応答スペクトルをおおむね下回らないように考慮すること、これらの工学的判断に基づき、基準地震動との応答スペクトルの比率を0.5として弾性設計用地震動を適切に設定する方針を確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、弾性設計用地震動を設定する方針としていることを、図表等も含めて確認した。</p> <p>（1）地震動設定の条件 基準地震動との応答スペクトルの比率について、工学的判断として以下を考慮し0.5と設定する。</p> <p>① 基準地震動との応答スペクトルの比率は、安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率に対応し、その値は0.5程度である。</p> <p>② 弾性設計用地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）における基準地震動 S₁ が耐震設計上果たしてきた役割を一部担うものであることを踏まえ、その応答スペクトルは、基準地震動 S₁ の応答スペクトルをおおむね下回らないようにする。</p> <p>（2）弾性設計用地震動 前項の条件で設定する弾性設計用地震動は、最大加速度が Sd-1 については水平方向 350cm/s² 及び鉛直方向 233cm/s²、Sd-2 については水平方向 188cm/s² 及び鉛直方向 167cm/s²、Sd-3 については水平方向 198cm/s² 及び鉛直方向 157cm/s²、Sd-4 については水平方向 128cm/s² 及び鉛直方向 109cm/s²、Sd-5 については水平方向 187cm/s² 及び鉛直方向 160cm/s²、Sd-6 については水平方向 266cm/s² 及び鉛直方向 243cm/s² 並びに Sd-7 については水平方向 310cm/s² 及び鉛直方向 160cm/s² である。 なお、弾性設計用地震動の年超過確率は 10⁻³～10⁻⁴ 程度となる。</p> <p>上記の最大加速度は、添付書類八第 1.3.3 図～第 1.3.9 図で確認した。</p>

3. 地震力の算定法

(1) 動的地震力

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第4条（地震による損傷の防止）</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>解釈別記2</p> <p>4 第4条第2項に規定する「地震力」の「算定」に当たっては、以下に示す方法によること。</p> <p>一 弾性設計用地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・（省略） ・弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について、必要に応じて考慮すること。 ・地震力の算定に当たっては、地震応答解析手法の適用性及び適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。 ・地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。 <p>二（省略）</p>	<p>【地震ガイド：確認内容】</p> <p>5. 地震力の算定法</p> <p>動的地震力及び静的地震力の各々の算定方針が、下記を踏まえ妥当であることを確認する。</p> <p>5.1 地震応答解析による地震力</p> <p>5.1.1 基準地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について必要に応じて考慮すること。 <p>5.1.2 弾性設計用地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弾性設計用地震動による地震力は、弾性設計用地震動を用いて水平2方向及び鉛直方向について適切に組合せたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について必要に応じて考慮すること。 ・Bクラス施設について、「共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと」の検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。 <p>5.1.3 地震応答解析</p> <p>基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力の算定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・対象とする施設の形状、構造特性等（建屋の床柔性、クレーン類の上下特性等）を考慮したモデル化すること。 ・地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。 ・建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。 	<p>施設、地盤等の構造特性、振動等の施設の応答特性、施設と地盤との相互作用及び地盤の非線形性を適切に考慮し、水平2方向及び鉛直方向を適切に組み合わせたものとして地震応答解析による地震力を算定する方針」としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、地震応答解析による地震力を算定する方針を確認した。</p> <p>① Sクラスの施設の地震力の算定方針</p> <p>基準地震動及び弾性設計用地震動から定まる入力地震動を用いて、建物・構築物の三次元応答性状及び機器・配管系への影響を考慮し、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震応答解析による地震力を算定する。なお、地震応答解析には、建物・構築物と地盤との相互作用、地盤等の非線形性を考慮する。</p> <p>② Bクラスの施設の地震力の算定方針</p> <p>Bクラスの施設のうち共振のおそれのある施設の影響検討に当たって、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものから定まる入力地震動を用いることとし、加えてSクラスと同様に、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせ、地震力を算定する。</p> <p>③ 入力地震動の設定方針</p> <p>建物・構築物の地震応答解析における入力地震動について、対象建物・構築物の地盤条件を考慮し、必要に応じて二次元有限要素法又は一次元波動理論を用いて設定する。地盤条件の設定については、敷地全体の地下構造との関係に留意し、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮する。また、必要に応じて敷地における観測記録による検証や最新の科学的・技術的知見を踏まえる。</p> <p>④ 地震応答解析方法</p> <p>地震応答解析方法について、対象施設の形状、構造特性、振動特性等を踏まえ、解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、使用する解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく解析条件を設定する。また、対象とする施設の形状、構造特性等を踏まえたモデル化を行う。</p>
<p>解釈別記2</p> <p>7 第4条第3項に規定する「基準地震動による地震力」の算定に当たっては、以下に示す方法によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わ 		

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

(2) 静的地震力

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記①の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めること。</p> <p>・なお、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用させること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とすること。</p> <p>なお、上記①及び②において標準せん断力係数C₀等を0.2以上としたことについては、発電用原子炉設置者に対し、個別の建物・構築物、機器・配管系の設計において、それぞれの重要度を適切に評価し、それぞれに対し適切な値を用いることにより、耐震性の高い施設の建設等を促すことを目的としている。耐震性向上の観点からどの施設に対してどの程度の割増し係数を用いれば良いかについては、設計又は建設に関わる者が一般産業施設及び公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定すること。</p>		

(3) 重大事故等対処施設に適用する地震力

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第39条（地震による損傷の防止） 第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p>	<p>常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設に適用する地震力の算定にあたっては、耐震重要施設の動的地震力の算定のうち基準地震動による地震力の算定に準じていることを確認する。</p> <p>常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設に適用する地震力の算定にあたっては、当該施設が代替する設計基準対象施設の耐震重要度分類のクラス（Bクラス又はCクラス）に適用する地震力の算定に準じていることを確認する。</p>	<p>地震力の算定は、設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定等を適用する方針であることを確認した。</p> <p>具体的には、静的地震力、動的地震力及び設計用減衰定数について以下のとおり算定等する方針であることを確認した。</p> <p>(1) 静的地震力 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設について、「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(1)静的地震力」に示すBクラス又はCクラスの施設に適用する静的地震力を適用する。</p> <p>(2) 動的地震力 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設について、「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2)動的地震力」に示す入力地震動を用いた地震応答解析による地震力を適用する。 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち、Bクラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設については、「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2)動的地震力」に示す共振のおそれのあるBクラスの施設に適用する地震力を適用する。 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物については、「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(2)動的地震力」に示す屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物に適用する地震力を適用する。 なお、重大事故等対処施設のうち、設計基準対象施設の基本構造等と異なる施設については、適用する地震力に対して、要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため、当該施設の構造を適切にモデル化した上で地震応答解析又は加振試験等を実施する。</p> <p>(3) 設計用減衰定数 「1.4.1.3 地震力の算定方法」の「(3)設計用減衰定数」を適用する。</p>

4. 荷重の組合せと許容限界

(1) 建物・構築物

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第4条（地震による損傷の防止） 第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>【地震ガイド：確認内容】 6. 荷重の組合せと許容限界 荷重の組合せと許容限界の考え方が、下記を踏まえ妥当であることを確認する。 なお、本項記載の荷重の組合せと許容限界の規定以外の場合であっても、その妥当性が試験等により確認されれば、これらの適用を妨げない。</p> <p>6.1 建物・構築物</p> <p>6.1.1 Sクラスの建物・構築物</p>	<p>荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、構造物全体としての変形能力に十分な余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を有するようにする、また、その他の地震力との組合せの場合は、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度とする方針としていたことを確認した。 これらに加え、事故時に生じる荷重及び自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。</p> <p>具体的には、建物・構築物の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としていることを確認した。</p>
<p>解釈別記2 1 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいう。この場合、上記の「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいう。また、この場合、上記の「許容限界」とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ることをいう。</p>	<p>(1) 基準地震動との組合せと許容限界 ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること</p> <p>(2) 弾性設計用地震動との組合せと許容限界 ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。</p>	<p>① 荷重の組合せ Sクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧及び通常の気象条件による荷重）、運転時に作用する荷重（通常運転時に作用する荷重及び運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重）、事故時に生じる荷重（事故が発生し長時間継続する事象による荷重）及び設計用自然条件（積雪、風荷重等）とする。 Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重とする。 なお、運転時及び事故時の荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。</p>
<p>解釈別記2 3 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針によること。 一 Sクラス（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。） ・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。 ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。</p>	<p>6.1.2 Bクラスの建物・構築物 ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組合せに、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること</p> <p>6.1.3 Cクラスの建物・構築物 ・常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること</p>	<p>② 許容限界 Sクラスの建物・構築物について、基準地震動による地震力との組合せにおいては、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有することとする。 なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力が漸次増大し、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき定めるものとする。 Sクラス、Bクラス及びCクラスの建物・構築物について、基準地震動以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せにおいては、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>外部遮へい建屋の既設外周コンクリート壁の上部に鉄骨と鉄筋コンクリートとの複合構造の扁平ドームを増設すること及び既設外周コンクリート壁の上部と下部の補強を行うことについて、増強部及び補強部等の施工方法並びにその成立性を説明し、一体性のある構造体であることを確認した。</p> <p>***** 基準地震動との荷重の組合せを考慮する自然現象については、「第6条 自然現象に対する設計上の考慮」で、地震、津波以外の自然現象とともに組合せの考え方を確認している。 外部遮へい建屋の許容限界及び荷重組合せ等を含む設計方法、施工法及びそれらの適用性については、補足説明資料に示されていることを確認している。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<ul style="list-style-type: none"> ・（省略） 二 Bクラス <ul style="list-style-type: none"> ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。 ・（省略） 三 Cクラス <ul style="list-style-type: none"> ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。 ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。 ・（省略） 		
<p>解釈別記2</p> <p>6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 耐震重要施設のうち、二以外のもの</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。 ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。 <p>・（省略）</p> <p>二（省略）</p> <p>なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状</p>		

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>態に至る限界の最大荷重負荷をいう。（以下省略）</p>		

(2) 機器・配管系

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第4条（地震による損傷の防止） 第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>【地震ガイド：確認内容】 6.2 機器・配管系 6.2.1 Sクラスの機器・配管系 (1) 基準地震動との組合せと許容限界 ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組合せた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。 ・上記により求まる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微小なレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないこと ・動的機能等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること (2) 弾性設計用地震動との組合せと許容限界 ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組合せた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。</p>	<p>荷重の組合せについて、耐震重要度分類に応じて運転状態の荷重を地震力と適切に組み合わせる方針としており、荷重の組合せに対する許容限界については、基準地震動による地震力との組合せの場合は、破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがないように、また、その他の地震力との組合せの場合は、応答全体がおおむね弾性状態に留まるように、適切に設定する方針としていることを確認した。 これらに加え、自然事象による荷重についても適切に考慮する方針としていることを確認した。 具体的には、機器・配管系の荷重の組合せ及び許容限界を設定する方針としていることを確認した。</p>
<p>解釈別記2 1 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、ある地震力に対して施設全体としておおむね弾性範囲の設計がなされることをいう。この場合、上記の「弾性範囲の設計」とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいう。また、この場合、上記の「許容限界」とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ることをいう。</p>	<p>6.2.2 Bクラスの機器・配管系 ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること</p>	<p>① 荷重の組合せ Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重、事故時に生じる荷重及び設計用自然条件（積雪、風荷重等）とする。 Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、共振影響検討用の地震動による地震力又は静的地震力と組み合わせる荷重は、通常運転時に作用する荷重、運転時の異常な過渡変化時に生じる荷重及び設計用自然条件（積雪、風荷重等）とする。 なお、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じる荷重は、地震によって引き起こされるおそれのある事象による荷重及び地震によって引き起こされるおそれはないが、事象の発生頻度、継続時間及び地震動の年超過確率との関係を踏まえ長時間継続する事象による荷重とする。</p>
<p>解釈別記2 3 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針によること。 一 Sクラス（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。） ・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。 ・（省略） ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。なお、「運転時の異常な過渡変化時及び事</p>	<p>6.2.3 Cクラスの機器・配管系 ・通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組合せ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること</p>	<p>② 許容限界 Sクラスの機器・配管系について、基準地震動による地震力との組合せにおいては、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。なお、地震時又は地震後の機器等の動的機能要求については、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。 Sクラス、Bクラス及びCクラスの機器・配管系について、基準地震動以外の地震動による地震力又は静的地震力との組合せにおいては、応答が全体的におおむね弾性状態に留まることを許容限界とする。</p> <p>***** 基準地震動との荷重の組合せを考慮する自然現象については、「第6条 自然現象に対する設計上の考慮」で、地震、津波以外の自然現象とともに組合せの考え方を確認している。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。</p> <p>二 Bクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする ・（省略） ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。 <p>三 Cクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。 ・（省略） ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。 		
<p>解釈別記2</p> <p>6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 耐震重要施設のうち、二以外のもの</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。 ・（省略） ・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求めら 		

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

(3) 津波防護施設等

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

（4）重大事故等対処施設

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

5. 設計における留意事項

(1) 波及的影響

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>第4条（地震による損傷の防止） 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>解釈別記2 6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。 一（省略） 二（一部省略） また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。 なお、上記の「耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわない」とは、少なくとも次に示す事項について、耐震重要施設の安全機能への影響が無いことを確認すること。 ・設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響 ・耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響 ・建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 ・建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響</p>	<p>【地震ガイド：確認内容】 7. 設計における留意事項 波及的影響に係る設計方針が下記を踏まえ妥当であることを確認する。</p> <p>7.1 波及的影響 耐震重要施設が、下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すとともに、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。 少なくとも、次に示す事項について、耐震重要施設の安全機能への影響が無いことを確認すること。 ・設置地盤、地震応答性状の相違等に起因する相対変位、不等沈下による影響 ・耐震重要施設と下位クラスの施設との接続部における相互影響 ・建屋内における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響 ・建屋外における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響</p>	<p>波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価について、以下のとおりの方針としていることを確認した。</p> <p>（1）波及的影響の評価に係る事象選定について、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて波及的影響の評価に係る事象選定を行う方針としていることに加え、原子力発電所の地震被害情報についても併せて検討する方針としていること。</p> <p>（2）影響評価について、選定された事象による波及的影響を評価して考慮すべき施設を抽出する方針としていることに加え、溢水防護及び火災防護の観点も踏まえて考慮すべき施設を抽出する方針としていること。</p> <p>具体的には、以下のとおり、波及的影響の評価に係る事象選定及び影響評価を行う方針としていることを確認した。</p> <p>（1）敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、以下に示す4つの影響（視点）について、波及的影響の評価に係る事象選定を行う。 ① 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響 ② 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響 ③ 建屋内における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響 ④ 建屋外における下位のクラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響</p> <p>（2）これら4つの影響（視点）以外に追加すべきものがないかを、原子力発電所の地震被害情報をもとに確認し、新たな検討事象が抽出された場合には、その影響（視点）を追加する。</p> <p>（3）各影響（視点）より選定した事象に対して波及的影響の評価を行い、波及的影響を考慮すべき施設を抽出する。</p> <p>（4）波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。なお、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し、これらの地震力により影響を及ぼす可能性のある施設・設備を選定し、評価する。</p> <p>（5）波及的影響の評価においては、溢水防護及び火災防護の観点からの波及的影響についても確認する。</p> <p>***** また、補足説明資料において、波及的影響評価の手順、耐震評価が必要と想定される下位クラスの施設等を確認した。</p>

(2) 重大事故等対処施設への波及的影響

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

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（津波による損傷の防止（第5条及び第40条））

設置許可基準規則第5条は、以下を要求している。

第5条 津波による損傷の防止

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

また、設置許可基準規則第40条は、以下を要求している。

第40条 津波による損傷の防止

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

このため、規制委員会は、以下の事項について審査を行った。

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

津波による損傷の防止

0. 基本方針	5 津波-2
(1) 確認ポイントの構成	5 津波-2
1. 防護対象とする施設の選定方針	5 津波-3
2. 基本事項	5 津波-4
(1) 敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置	5 津波-4
(2) 基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域	5 津波-5
(3) 入力津波の設定	5 津波-7
(4) 津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）	5 津波-8
3. 津波防護方針	5 津波-10
(1) 津波防護の基本方針	5 津波-10
(2) 敷地への浸水防止（外郭防護1）	5 津波-12
(3) 漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護2）	5 津波-14
(4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）	5 津波-16
(5) 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能を有する施設への影響防止（海水ポンプ取水性）	5 津波-18
(6) 津波監視	5 津波-20
4. 施設・設備の設計方針	5 津波-22
(1) 津波防護施設	5 津波-22
(2) 浸水防止設備	5 津波-23
(3) 津波監視設備	5 津波-24
(4) 施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項	5 津波-25

0. 基本方針

(1) 確認ポイントの構成

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

1. 防護対象とする施設の選定方針

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

2. 基本事項

(1) 敷地及び敷地周辺における地形と施設の配置

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。下記第三号において同じ。）の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また、取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。</p> <p>① Sクラスに属する設備（浸水防止設備及び津波監視設備を除く。以下下記第三号までにおいて同じ。）を内包する建屋及びSクラスに属する設備（屋外に設置するものに限る。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。なお、基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置すること。</p> <p>②～③（省略）</p> <p>二～七（省略）</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>3. 基本事項</p> <p>3.1 敷地及び敷地周辺における地形及び施設の配置等 敷地及び敷地周辺の図面等に基づき、以下を把握する。</p> <p>(1) 敷地及び敷地周辺の地形、標高、河川の有無</p> <p>(2) 敷地における施設（以下、例示）の位置、形状等</p> <p>① 耐震Sクラスの設備を内包する建屋</p> <p>② 耐震Sクラスの屋外設備</p> <p>③ 津波防護施設（防潮堤、防潮壁等）</p> <p>④ 浸水防止設備（水密扉等）※</p> <p>⑤ 津波監視設備（潮位計、取水ピット水位計等）※</p> <p>※ 基本設計段階で位置が特定されているもの</p> <p>⑥ 敷地内（防潮堤の外側）の遡上域の建物・構築物等（一般建物、鉄塔、タンク等）</p> <p>(3) 敷地周辺の人口構造物（以下は例示である。）の位置、形状等</p> <p>① 港湾施設（サイト内及びサイト外）</p> <p>② 河川堤防、海岸線の防波堤、防潮堤等</p> <p>③ 海上設置物（係留された船舶等）</p> <p>④ 遡上域の建物・構築物等（一般建物、鉄塔、タンク等）</p> <p>⑤ 敷地前面海域における通過船舶</p> <p>【重大事故等対処施設に係る確認の留意点】</p> <p>上記（2）①及び②に相当するものとして、重大事故等対処施設の配置等を確認する。図面等において設計基準対象施設の防護対象設備を内包する建屋及び区画以外に重大事故等対処施設の設置場所を確認した結果、基準津波による津波が遡上する可能性等に留意し、必要に応じて設計基準対象施設における以降に相当する内容を確認する。</p>	<p>耐津波設計の前提条件として必要な事項として、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について、図面等を用いて網羅的に示していることを確認した。</p> <p>具体的には、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>① 敷地は、音海半島の根元部に位置し、東側を高浜湾に、西側を内浦湾に臨んでいる</p> <p>② 敷地は、主に東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）+3.5m、T.P.+4.0m、T.P.+5.5mの高さに分かれている。</p> <p>③ 防護対象とする施設を内包する建屋及び区画は、T.P.+3.5mに位置する。屋外の防護対象とする施設である原子炉補機冷却海水ポンプ（以下「海水ポンプ」という。）はT.P.+3.5mに、復水タンクはT.P.+5.2mに、燃料油貯油そうはT.P.+24.9mに位置する。</p> <p>④ 津波監視設備として、1号炉海水ポンプ室のT.P.+7.1mの位置に潮位計、3号炉原子炉格納施設のT.P.+46.8m及び4号炉原子炉補助建屋のT.P.+36.2mの位置にそれぞれに監視カメラを設置する。</p> <p>⑤ T.P.+3.5mの敷地には、使用済燃料輸送容器保管建屋、協力会社事務所等がある。</p> <p>⑥ 港湾施設として、敷地内に物揚岸壁、敷地外には、内浦湾側に内浦港、音海漁港及び上瀬漁港が、高浜湾側に小黒飯漁港がある。</p> <p>⑦ 海上設置物として、周辺の漁港に船舶、漁船及び浮き筏が係留され、本発電所取水口にクラゲ防止網を設置している。</p> <p>⑧ 敷地周辺には、民家や倉庫等がある。</p> <p>⑨ 海上交通として、本発電所沖合約14kmにフェリー航路がある。</p> <p>*****</p> <p>平成27年2月12日付け原規規発第1502121号をもって許可した高浜発電所の発電用原子炉設置変更許可申請（以下「3号炉及び4号炉申請内容」という。）と同じであることを確認した。また、添付書類八 第1.4.2表、第1.4.4図等により津波防護施設等の配置を確認した。</p> <p>【重大事故等対処施設】</p> <p>設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画以外の建屋及び区画に設置する重大事故等対処施設が、緊急時対策所、空冷式非常用発電装置及び空冷式非常用発電装置用給油ポンプであることを確認した。また、これらの設置場所を図面等で確認した。</p> <p>これらは、基準津波による津波の地上部からの遡上、取水路・放水路等の経路からの流入等の影響を受けない十分高い位置であることを確認した。</p>

(2) 基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。下記第三号において同じ。）の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また、取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①（省略）</p> <p>②上記①の遡上波の到達防止に当たっては、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在並びに地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討すること。また、地震による変状又は繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形又は河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討すること。</p> <p>③（省略）</p> <p>二～七（省略）</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>3.2 基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域</p> <p>3.2.1 敷地周辺の遡上・浸水域の評価</p> <p>(1)上記の考慮事項に関して、遡上解析（砂移動の評価を含む）の手法、データ及び条件を確認する。確認のポイントは以下のとおり。</p> <p>①敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、遡上解析上、影響を及ぼすものが考慮されているか。遡上域のメッシュサイズを踏まえ適切な形状にモデル化されているか。</p> <p>②敷地沿岸域の海底地形の根拠が明示され、その根拠が信頼性を有するものか。</p> <p>③敷地及び敷地周辺に河川、水路が存在する場合には、当該河川、水路による遡上を考慮する上で、遡上域のメッシュサイズが十分か、また、適切な形状にモデル化されているか。</p> <p>④陸上の遡上・伝播の効果について、遡上、伝播経路の状態に応じた解析モデル、解析条件が適切に設定されているか。</p> <p>⑤伝播経路上の人工構造物について、遡上解析上、影響を及ぼすものが考慮されているか。遡上域のメッシュサイズを踏まえ適切な形状にモデル化されているか。</p>	<p>遡上解析について、公的機関による信頼性の高いデータや最新技術に基づいたデータを用いてモデルを作成すること、地震による影響を適切に考慮した上で実施し、敷地への遡上可能性を検討することを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり遡上解析を実施するとしていることを確認した。</p> <p>① モデル</p> <p>a. 敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、解析上影響を及ぼす斜面、道路、取水路、放水路等を考慮してモデル化する。</p> <p>b. 津波の伝播経路上の人工構造物については、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物（津波防護施設を含む。）の設置状況を考慮してモデル化する。</p> <p>c. 敷地沿岸域及び海底地形については、海上保安庁等の海底地形図、海上音波探査結果及び取水口付近の深淺測量結果を使用する。</p> <p>② 考慮事項</p> <p>a. 敷地前面、側面及びその周辺における津波の侵入角度及び速度、並びにそれらの経時変化を把握する。</p> <p>b. 敷地の地形、標高の局所的な変化等による遡上波の敷地への回り込みを考慮する。</p> <p>c. 地震による液状化、流動化、すべり、標高変化を考慮する。</p> <p>d. 取水口及び取水路の周辺斜面の安定性並びに放水口及び取水口付近の敷地の沈下について検討し、検討結果に基づき想定した被害状況を解析の初期条件として設定する。</p> <p>e. 敷地西側に位置する才谷川については、本発電所と標高約100mの山を隔てた位置にあることから、敷地への遡上波に影響しない。</p> <p>f. 敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている箇所はない。</p> <p>g. 遡上可能性を検討するに当たって、初期潮位は、朔望平均満潮位とし、潮位のばらつきについては遡上解析から算定した津波水位に加えることで考慮する。</p> <p>h. 1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用である取水路防潮ゲートについては、1号炉及び2号炉側のゲート閉止の運用が追加されたことによる影響を考慮する。</p>
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>3.2 基準津波による敷地周辺の遡上・浸水域</p> <p>3.2.1 敷地周辺の遡上・浸水域の評価</p> <p>遡上・浸水域の評価に当たっては、次に示す事項を考慮した遡上解析を実施して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地及び敷地周辺の地形とその標高 敷地沿岸域の海底地形 津波の敷地への侵入角度 敷地及び敷地周辺の河川、水路の存在 陸上の遡上・伝播の効果 伝播経路上の人工構造物 	<p>(2)敷地周辺の遡上・浸水域の把握に当たっての考慮事項に対する確認のポイントは以下のとおり。</p> <p>①敷地前面・側面及び敷地周辺の津波の侵入角度及び速度、並びにそれらの経時変化が把握されているか。また、敷地周辺の浸水域の寄せ波・引き波の津波の遡上・流下方向及びそれらの速度について留意されているか。</p> <p>②敷地前面又は津波浸入方向に正対した面における敷地及び津波防護施設について、その標高の分布と施設前面の津波の遡上高さの分布を比較し、遡上波が敷地に地上部から到達・流入する可能性が考えられるか。</p> <p>③敷地及び敷地周辺の地形、標高の局所的な変化、並びに河川、水路等が津波の遡上・流下方向に影響を与え、遡上波の敷地への回り込みの可能性が考えられるか。</p>	

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>3.2.2 地震・津波による地形等の変化に係る評価 次に示す可能性が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震に起因する変状による地形、河川流路の変化 ・繰り返し襲来する津波による洗掘・堆積により地形、河川流路の変化 	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>3.2.2 地震・津波による地形等の変化に係る評価</p> <p>(1) (3.2.1)の遡上解析結果を踏まえ、遡上及び流下経路上の地盤並びにその周辺の地盤について、地震による液状化、流動化又はすべり、もしくは津波による地形変化、標高変化が考えられる場合は、遡上波の敷地への到達（回り込みによるものを含む）の可能性について確認する。なお、敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁となっている場合は、当該斜面の地震時及び津波時の健全性について、重要施設の周辺斜面と同等の信頼性を有する評価を実施する等、特段の留意が必要である。</p> <p>(2) 敷地周辺の遡上経路上に河川、水路が存在し、地震による河川、水路の堤防等の崩壊、周辺斜面の崩落に起因して流路の変化が考えられる場合は、遡上波の敷地への到達の可能性について確認する。</p> <p>(3) 遡上波の敷地への到達の可能性に係る検討に当たっては、地形変化、標高変化、河川流路の変化について、基準地震動 Ss による被害想定を基に遡上解析の初期条件として設定していることを確認する。</p> <p>(4) 地震による地盤変状、斜面崩落等の評価については、適用する手法、データ及び条件並びに評価結果を確認する。</p>	<p>補足説明資料で、地震時に想定する盛土及び堆積層の沈下量（数 cm～3.0m 程度）を保守的に評価（0.5m、1.5m、2.0m、2.5m、3.5m）し、遡上波の敷地への到達の可能性を検討する際の初期条件として設定していることを確認した。</p> <p>また、周辺斜面が遡上波の敷地への到達の障壁となっている箇所はないことを確認した。</p> <p>*****</p> <p>3号炉及び4号炉申請内容と同じであることを確認した。</p>

(3) 入力津波の設定

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～四（省略）</p> <p>五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①（省略）</p> <p>②入力津波については、基準津波の波源からの数値計算により、各施設・設備等の設置位置において算定される時刻歴波形とすること。数値計算に当たっては、敷地形状、敷地沿岸域の海底地形、津波の敷地への侵入角度、河川の有無、陸上の遡上・伝播の効果及び伝播経路上の人工構造物等を考慮すること。また、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起を適切に評価し考慮すること。</p> <p>③～⑧（省略）</p> <p>六～七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>3.3 入力津波の設定</p> <p>基準津波は、波源域から沿岸域までの海底地形等を考慮した、津波伝播及び遡上解析により時刻歴波形として設定していること。</p> <p>入力津波は、基準津波の波源から各施設・設備等の設置位置において算定される時刻歴波形として設定していること。</p> <p>基準津波及び入力津波の設定に当たっては、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起を適切に評価し考慮すること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>3.3 入力津波の設定</p> <p>(1)入力津波は、海水面の基準レベルからの水位変動量を表示していること。なお、潮位変動等については、入力津波を設計又は評価に用いる場合に考慮するものとする。</p> <p>(2)入力津波の設定に当たっては、入力津波が各施設・設備の設計に用いるものであることを念頭に、津波の高さ、津波の速度、衝撃力等、着目する荷重因子を選定した上で、各施設・設備の構造・機能損傷モードに対応する効果（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）が安全側に評価されることを確認する。</p> <p>(3)施設が海岸線の方向において広がりをもっている場合（例えば敷地前面の防潮堤、防潮壁）は、複数の位置において荷重因子の値の大小関係を比較し、当該施設に最も大きな影響を与える波形を入力津波として設定していることを確認する。</p> <p>(4)基準津波及び入力津波の設定に当たっては、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起について、以下の例のように評価し考慮していることを確認する。</p> <p>①港湾内の局所的な海面の固有振動に関しては、港湾周辺及び港湾内の水位分布、速度ベクトル分布の経時変化を分析することにより、港湾内の局所的な現象として生じているか、生じている場合、その固有振動による影響が顕著な範囲及び固有振動の周期を把握する。</p> <p>②局所的な海面の固有振動により水位変動が大きくなっている箇所がある場合、取水ピット、津波監視設備（敷地の潮位計等）との位置関係を把握する。（設計上クリティカルとなる程度に応じて緩和策、設備設置位置の移動等の対応を検討）</p>	<p>入力津波の設定について、各施設、設備等の設置位置において、海水面からの水位変動量の時刻歴波形で設定すること、港湾内の局所的な海面振動の励起に関する評価を、港湾内外の水位分布の傾向を基に実施することを確認した。入力津波を設計又は評価に用いるに当たっては、各施設、設備等の設置位置において算定された津波高さ、速度、衝撃力等の数値に対して、保守的な設計又は評価となるような配慮を加えて入力津波高さや速度を設定することを確認した。</p> <p>また、取水口及び放水口内外の局所的な海面振動については、津波シミュレーション結果を分析し、取水口及び放水口内外で最高水位や傾向に大きな差異がないことからこれらの近傍で励起しないことを確認した。</p> <p>*****</p> <p>3号炉及び4号炉申請内容と同じであることを確認した。</p>

(4) 津波防護の方針設定に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～六（省略）</p> <p>七 津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに非常用海水冷却系の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施すること。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮すること。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される、敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施すること。</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>3.4 津波防護方針の審査に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）</p> <p>入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位（注）を考慮して安全側の評価を実施すること。</p> <p>注：朔（新月）及び望（満月）の日から5日以内に観測された、各月の最高満潮面及び最低干潮面を1年以上にわたって平均した高さの水位をそれぞれ、朔望平均満潮位及び朔望平均干潮位という</p> <p>潮汐以外の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮すること。</p> <p>地震により陸域の隆起または沈降が想定される場合、地殻変動による敷地の隆起または沈降及び、強震動に伴う敷地地盤の沈下を考慮して安全側の評価を実施すること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>3.4 津波防護方針の審査に当たっての考慮事項（水位変動、地殻変動）</p> <p>(1) 敷地周辺の港又は敷地における潮位観測記録に基づき、観測期間、観測設備の仕様に留意の上、朔望平均潮位を評価していることを確認する。</p> <p>(2) 上昇側の水位変動に対して朔望平均満潮位を考慮し、上昇側評価水位を設定していること、また、下降側の水位変動に対して朔望平均干潮位を考慮し、下降側評価水位を設定していることを確認する。</p> <p>(3) 潮汐以外の要因による潮位変動について、以下の例のように評価し考慮していることを確認する。</p> <p>①敷地周辺の港又は敷地における潮位観測記録に基づき、観測期間等に留意の上、高潮発生状況（程度、台風等の高潮要因）について把握する。</p> <p>②高潮要因の発生履歴及びその状況、並びに敷地における汀線方向等の影響因子を考慮して、高潮の発生可能性とその程度（ハザード）について検討する。</p> <p>③津波ハザード評価結果を踏まえた上で、独立事象としての津波と高潮による重畳頻度を検討した上で、考慮の可否、津波と高潮の重畳を考慮する場合の高潮の再現期間を設定する。</p> <p>(4) 地震により陸域の隆起または沈降が想定される場合、以下の例のように地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施していることを確認する。</p> <p>①広域的な地殻変動を評価すべき波源は、地震の震源と解釈し、津波波源となる地震の震源（波源）モデルから算定される広域的な地殻変動を考慮することとする。</p> <p>②プレート間地震の活動に関連して局所的な地殻変動があった可能性が指摘されている場合（南海トラフ沿岸部に見られる完新世段丘の地殻変動等）は、局所的な地殻変動量による影響を検討する。</p> <p>③地殻変動量は、入力津波の波源モデルから適切に算定し設定すること。</p> <p>④地殻変動が隆起又は沈降によって、以下の例のように考慮の考え方が異なることに留意が必要である。</p> <p>a) 地殻変動が隆起の場合、下降側の水位変動に対し</p>	<p>水位変動、地殻変動について、朔望平均満潮位を入力津波の上昇側水位変動に対して考慮し、朔望平均干潮位を入力津波の下降側水位変動に対して考慮し保守的な設定をすること、潮汐に加えて影響の大きな高潮による水位変動をハザードの評価に基づき考慮すること、地震によって発生する広域的な地殻変動（隆起）を下降側の水位変動に対して考慮し保守的な評価をすることを確認した。</p> <p>具体的には、津波防護施設及び浸水防止設備の設計並びに原子炉補機冷却海水系の評価について、以下のとおり実施するとしている。</p> <p>① 潮汐による水位変動 敷地周辺の舞鶴検潮所における潮位観測記録に基づき求めた朔望平均満潮位を、入力津波による上昇側水位変動に対して考慮するとともに、朔望平均干潮位を入力津波による下降側水位変動に対して考慮する。また、同検潮所における潮位観測記録に基づき求めた潮位のばらつきを考慮する。</p> <p>② 高潮による水位変動 潮汐以外の要因による潮位変動については、影響の大きなものとして高潮を抽出する。舞鶴検潮所における至近約40年の潮位観測記録に基づき高潮の発生状況の調査及び高潮のハザードの評価を行い、基準津波の超過確率を踏まえ、再現期間100年の高潮を算定し、これと基準津波との重畳を考慮する。</p> <p>③ 地殻変動による隆起又は沈降の影響 地震に伴う地殻変動による敷地の隆起又は沈降については、地殻変動解析に基づき、基準津波の波源である若狭海丘列付近断層及びF0-A～F0-B～熊川断層による地震の発生に伴い敷地全体が0.30m隆起すると評価して、それを下降側の水位変動に対して考慮する。なお、上昇側の水位変動に対しては隆起しないものとする。</p> <p>*****</p> <p>3号炉及び4号炉申請内容と同じであることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>て安全機能への影響を評価（以下「安全評価」という。）する際には、対象物の高さに隆起量を加算した後で、下降側評価水位と比較する。また、上昇側の水位変動に対して安全評価する際には、隆起しないものと仮定して、対象物の高さの上昇側評価水位を直接比較する。</p> <p>b) 地殻変動が沈降の場合、上昇側の水位変動に対して安全評価する際には、対象物の高さから沈降量を引算した後で、上昇側評価水位と比較する。また、下降側の水位変動に対して安全評価する際には、沈降しないものと仮定して、対象物の高さとの下降側評価水位を直接比較する。</p> <p>⑤基準地震動評価における震源モデルから算定される広域的な地殻変動についても、津波に対する安全性評価への影響を検討する。</p> <p>⑥広域的な余効変動が継続中である場合は、その傾向を把握し、津波に対する安全性評価への影響を検討する。</p>	

3. 津波防護方針

(1) 津波防護の基本方針

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>*****</p> <p>【重大事故等対処施設に係る確認の留意点】</p> <p>基本方針について、設計基準対象施設に準じていることを確認する。</p> <p>（2）以降の項目については、重大事故等対処施設の配置等を踏まえ、必要に応じて確認する。</p> <p>例えば、重大事故等対処施設の配置が、設計基準対象施設の津波防護対策で防護されている場合（例：原子炉建屋に設置）、又は高台に配置することで設置位置により防護できることが明かである場合（例：空冷式非常用発電装置をEL. 32mに設置）については、設計基準対象施設の津波防護施設等による防護に包含されると考えられる。</p>	<p>*****</p> <p>【重大事故等対処施設】</p> <p>重大事故等対処施設について、設計基準対象施設に準じた耐津波設計により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する方針とすることを確認した。</p> <p>具体的には、以下の方針を確認した。なお、2. 施設については、津波が到達しない敷地高さ T.P. +25m 以上に設置される方針であることを図面等で確認した。</p> <p>1. 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に設置するものについては、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とする。</p> <p>2. それ以外の建屋及び区画に設置する緊急時対策所、空冷式非常用発電装置及び空冷式非常用発電装置用給油ポンプについては、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない設計とするなど、設計基準対象施設の耐津波設計方針に準じた設計とする。</p>

(2) 敷地への浸水防止（外郭防護1）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一 Sクラスに属する施設（津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。下記第三号において同じ。）の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないこと。また、取水路及び排水路等の経路から流入させないこと。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①Sクラスに属する設備（浸水防止設備及び津波監視設備を除く。以下下記第三号までにおいて同じ。）を内包する建屋及びSクラスに属する設備（屋外に設置するものに限る。）は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。なお、基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設及び浸水防止設備を設置すること。</p> <p>②（省略）</p> <p>③取水路又は放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止すること。</p> <p>二～七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>4.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）</p> <p>4.2.1 遡上波の地上部からの到達、流入の防止</p> <p>重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋及び重要な安全機能を有する屋外設備等は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設、浸水防止設備を設置すること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.2 敷地への浸水防止（外郭防護1）</p> <p>4.2.1 遡上波の地上部からの到達、流入の防止</p> <p>(1) 敷地への浸水の可能性のある経路（遡上経路）の特定（3.2.1）における敷地周辺の遡上の状況、浸水域の分布等を踏まえ、以下を確認する。</p> <p>①重要な安全機能を有する設備又はそれを内包する建屋の設置位置・高さに、基準津波による遡上波が到達しないこと、または、到達しないよう津波防護施設を設置していること。</p> <p>②津波防護施設を設置する以外に既存の地山斜面、盛土斜面等の活用の有無。また、活用の際に補強等の実施の有無。</p> <p>(2) 津波防護施設の位置・仕様を確認する。</p> <p>①津波防護施設の種類（防潮堤、防潮壁等）及び箇所</p> <p>②施設ごとの構造形式、形状</p> <p>(3) 津波防護施設における浸水防止設備の設置の方針に関して、以下を確認する。</p> <p>①要求事項に適合するよう、特定した遡上経路に浸水防止設備を設置する方針であること。</p> <p>②止水対策を実施する予定の部位が列記されていること。以下、例示。</p> <p>a) 電路及び電線管貫通部、並びに電気ボックス等における電線管内処理</p> <p>b) 躯体開口部（扉、排水口等）</p>	<p>遡上波の地上部からの到達、流入の防止について、基準津波による敷地への浸水を防止する方針とし、基準津波の見直しの結果も踏まえて実施した遡上域を把握するための解析に基づき、遡上波が到達する可能性のある津波防護対象設備の周囲に津波防護施設及び浸水防止設備を設置することを確認した。</p> <p>具体的には、遡上波の地上部からの到達、流入を防止するため、以下の方針を示していることを確認した。</p> <p>a. 基準津波による遡上解析について、地震による地盤沈下量を初期条件として考慮した遡上解析を実施した。その結果、遡上高さは最も高いところでT.P. +6.5m 程度（浸水深3.5m 程度）となる。</p> <p>b. 設計基準対象施設の津波防護対象設備（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備及び非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画並びに屋外設備の海水ポンプ室は、T.P. +3.5m、復水タンクは T.P. +5.2m の高さの敷地にあり、津波が到達する可能性があることから、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用の津波防護施設として取水路防潮ゲート、放水口側防潮堤、防潮扉並びに1号及び2号炉放水ピット止水板を設置する。</p> <p>c. 屋外設備の燃料油貯油そうはT.P. +24.9m の高さの敷地にあり、遡上波は地上部から到達、流入しない。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>4.2.2 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通部等）を特定すること。 特定した経路に対して浸水対策を施すことにより津波の流入を防止すること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.2.2 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止</p> <p>(1) 敷地への海水流入の可能性のある経路（流入経路）の特定 以下のような経路（例示）からの津波の流入の可能性を検討し、流入経路を特定していることを確認する。</p> <p>① 海域に接続する水路から建屋、土木構造物地下部へのバイパス経路（水路周辺のトレンチ開口部等） ② 津波防護施設（防潮堤、防潮壁）及び敷地の外側から内側（地上部、建屋、土木構造物地下部）へのバイパス経路（排水管、道路、アクセス通路等） ③ 敷地前面の沖合から埋設管路により取水する場合の敷地内の取水路点検口及び外部に露出した取水ピット等（沈砂池を含む） ④ 海域への排水管等</p> <p>(2) 特定した流入経路における津波防護施設の配置・仕様を確認する。</p> <p>① 津波防護施設の種類（防潮壁等）及び箇所 ② 施設ごとの構造形式、形状</p> <p>(3) 特定した流入経路における浸水防止設備の設置の方針に関して、以下を確認する。</p> <p>① 要求事項に適合するよう、特定した流入経路に浸水防止設備を設置する方針であること。 ② 浸水防止設備の設置予定の部位が列記されていること。以下、例示。 a) 配管貫通部 b) 電路及び電線管貫通部、並びに電気ボックス等における電線管内処理 c) 空調ダクト貫通部 d) 躯体開口部（扉、排水口等）</p>	<p>取水路、放水路等の経路から津波の流入する可能性を網羅的に検討して取水路、放水路及び屋外排水路を流入経路として特定した上で、津波防護施設及び浸水防止設備を設置することにより津波の流入を防止することを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、津波の流入経路を特定した上で、流入防止対策を施す方針としていることを確認した。</p> <p>a. 流入経路の特定 流入の可能性のある取水路、放水路等の経路について、取水路又は放水路につながる海水系、循環水系、それ以外の屋外排水路等それぞれの設置位置における入力津波高さ、それらの開口部等の標高に基づく許容津波高さを比較することにより、その差を裕度として評価し、津波が流入する可能性を検討する。検討に当たっては、高潮による水位変動を考慮する。この結果、津波の流入防止等の方針を検討するために算定した取水路防潮ゲートの入力津波高さ（水位上昇側：T.P. +6.2m）、放水路奥の入力津波高さ（水位上昇側：T.P. +6.7m）、海水ポンプ室の入力津波高さ（水位上昇側：T.P. +2.6m）等に基づき、流入の可能性のある経路として、取水路、放水路及び屋外排水路からの流入経路を特定した。</p> <p>b. 津波の流入防止対策 特定した流入経路から津波が流入することを防止するため、津波防護施設として取水路上に取水路防潮ゲート、放水口側の敷地に放水口側防潮堤及び防潮扉、放水路沿いの屋外排水路に1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用である屋外排水路逆流防止設備並びに放水ピットに1号及び2号炉放水ピット止水板を設ける。また、海水ポンプ室及び循環水ポンプ室に、浸水防止設備として海水ポンプ室浸水防止蓋及び循環水ポンプ室浸水防止蓋を設置する</p> <p>補足説明資料で、海水ポンプ設置床面高さはT.P. +3.0mであり、取水路の経路から流入する入力津波高さT.P. +2.6mに対して浸水しない位置であるが、高潮等に対する裕度を考慮して外郭防護1として海水ポンプ室浸水防止蓋及び循環水ポンプ室浸水防止蓋を設置することを確認した。</p>

(3) 漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止（外郭防護2）

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】 4.3.2 安全機能への影響確認 浸水想定範囲の周辺に重要な安全機能を有する設備等がある場合は、防水区画化すること。 必要に応じて防水区画内への浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認すること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】 4.3.2 安全機能への影響確認 (1) 要求事項に適合する影響確認の方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、浸水想定範囲、浸水経路・浸水口・浸水量及び浸水防止設備の仕様を確認する。</p>	<p>重要な安全機能を有する施設への影響評価について、浸水想定範囲である海水ポンプエリアを防水区画化した上で、区画内への浸水量評価によって海水ポンプへの影響がないことを確認する方針であることを確認した。</p> <p>具体的には、以下を確認した。 浸水想定範囲である海水ポンプエリアに津波防護対象設備である海水ポンプを設置しているため、海水ポンプエリア及び循環水ポンプ室の床面の貫通部に海水ポンプ室浸水防止蓋及び循環水ポンプ室浸水防止蓋を設置することにより本エリアを防水区画化している。</p> <p>補足説明資料で、浸水量評価において海水ポンプ室及び循環水ポンプ室の床面に浸水防止蓋を設置することから、床面からの浸水はなく、海水ポンプの機能は保持されることを確認した。</p>
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】 4.3.3 排水設備設置の検討 浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置すること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】 4.3.3 排水設備設置の検討 (1) 要求事項に適合する方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、浸水想定範囲における排水設備の必要性、設置する場合の設備仕様について確認する。</p>	<p>排水設備設置の検討について、「重要な安全機能を有する施設への影響評価」における「浸水想定範囲における浸水量評価」に基づき、長期間の冠水の有無に応じて排水設備を設置する方針としていることを確認した。</p>

(4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～二（省略）</p> <p>三 上記の前二号に規定するものの他、Sクラスに属する施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。そのため、Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すこと。</p> <p>四～七（省略）</p> <p>【規制基準における要求事項等】</p> <p>4.4 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）</p> <p>4.4.1 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化すること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.4 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）</p> <p>4.4.1 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>(1) 重要な安全機能を有する設備等（耐震Sクラスの機器・配管系）のうち、基本設計段階において位置が明示されているものについては、それらの設備等を内包する建屋、区画が津波防護重点範囲として設定されていることを確認する。</p> <p>(2) 基本設計段階において全ての設備等の位置が明示されているわけではないため、工事計画認可の段階において津波防護重点化範囲を再確認する必要がある。したがって、基本設計段階において位置が確定していない設備等に対しては、内包する建屋及び区画単位で津波防護重点化範囲を工認段階で設定することが方針として明記されていることを確認する。</p>	<p>重要な安全機能を有する施設の隔離について、以下のとおり、浸水防護重点化範囲を設定する方針としていることを確認した。</p> <p>① 浸水防護重点化範囲の設定</p> <p>津波に対する浸水防護重点化範囲として、原子炉格納施設、原子炉補助建屋（補助建屋、燃料取扱建屋、制御建屋、中間建屋及びディーゼル建屋）、海水ポンプエリア、燃料油貯油そう及び復水タンクを設定する。</p>
<p>【規制基準における要求事項等】</p> <p>4.4.2 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>津波による溢水を考慮した浸水範囲、浸水量を安全側に想定すること。</p> <p>浸水範囲、浸水量の安全側の想定に基づき、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路、浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すこと。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.4.2 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>(1) 要求事項に適合する方針であることを確認する。なお、後段規制（工事計画認可）においては、浸水範囲、浸水量の想定、浸水防護重点化範囲への浸水経路・浸水口及び浸水防止設備の仕様について、確認する。</p> <p>(2) 津波による溢水を考慮した浸水範囲、浸水量については、地震による溢水の影響も含めて、以下の例のように安全側の想定を実施する方針であることを確認する。</p> <p>①地震・津波による建屋内の循環水系等の機器・配管の損傷による建屋内への津波及び系統設備保有水の溢水、下位クラス建屋における地震時のドレン系ポンプの停止による地下水の流入等の事象が想定されていること。</p>	<p>重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）について、発電所の施設の配置、基準津波の特性に応じた浸水の可能性のある津波の流入や溢水を保守的に評価して、重要な安全機能を有する施設を隔離することを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおり、浸水対策を実施するとしていることを確認した。</p> <p>② 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策</p> <p>浸水防護重点化範囲へ浸水の可能性のある経路については、地震による溢水の影響も考慮して、タービン建屋から中間建屋、制御建屋及びディーゼル建屋への浸水、さらに、地震時の地下水の流入を以下のとおり検討し、浸水の経路を特定する。特定した経路に対して、1号炉及び2号炉共用である制御建屋水密扉並びに1号炉及び2号炉それぞれに中間建屋水密扉を設置し、1号炉及び2号炉共用である貫通部止水処置を実施する。</p> <p>a. 機器及び配管の損傷によるタービン建屋内の津波浸水量、溢水</p> <p>ア. タービン建屋内に流入した津波により、タービン建屋に隣接する浸水防護重点化範囲（中間建屋、制御建屋及びディーゼル建屋）への影響を評価する。</p> <p>イ. 地震に起因する循環水管の伸縮継手の全周破損及び耐震性の低い2次系機器の破損を想定し、循環水ポンプ停止までに生ずる溢水量、2次系設備の保有水による溢水量及び循環水管の損傷箇所からの津波流入量の合計が建屋内に滞留するとして、浸水量を算定する。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>②地震・津波による屋外循環水系配管や敷地内のタンク等の損傷による敷地内への津波及び系統設備保有水の溢水等の事象が想定されていること。</p> <p>③循環水系機器・配管損傷による津波浸水量については、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの来襲が考慮されていること。</p> <p>④機器・配管等の損傷による溢水量については、内部溢水における溢水事象想定を考慮して算定していること。</p> <p>⑤地下水の流入量については、例えば、ドレン系が停止した状態での地下水位を安全側（高め）に設定した上で、当該地下水位まで地下水の流入を考慮するか、又は対象建屋周辺のドレン系による1日当たりの排水量の実績値に対して、外部の支援を期待しない約7日間の積算値を採用する等、安全側の仮定条件で算定していること。</p> <p>⑥施設・設備施工上生じうる隙間部等についても留意し、必要に応じて考慮すること。</p>	<p>ウ. 循環水系機器及び配管の損傷による津波浸水量の算定では、入力津波の時刻歴波形に基づき津波の繰り返しの都度、津波が流入し、保守的に一度流入したものは流出しないとする。</p> <p>エ. 地震に起因する地下部外壁の損傷による地下水の流入については、タービン建屋の想定溢水水位と安全側に設定した地下水位を比較して流入量を算定する。</p> <p>b. 屋外配管やタンク等の損傷による浸水防護重点化範囲の津波浸水量、溢水</p> <p>ア. 循環水ポンプ室の循環水管の損傷箇所を介して、浸水防護重点化範囲に津波が流入することが考えられるため、循環水管から流出した津波が、浸水防護重点化範囲に及ぼす影響を評価する。</p> <p>イ. 循環水ポンプ室の循環水系配管の損傷では、循環水ポンプの運転時はポンプ吐出が支配的であり、津波到達時には溢水による水頭圧が上回る。</p> <p>ウ. 循環水ポンプ停止時は、海水ポンプ室前面の入力津波高さが敷地高さよりも低いため、この経路からの流入はない。</p> <p>エ. 屋外タンク等の損傷による溢水は、別途溢水防護に関する影響評価を実施し、中間建屋水密扉及び制御建屋水密扉を設置し、並びに貫通部止水処置を実施することにより浸水防護重点化範囲の建屋に浸入しない。</p> <p>c. 地下水の流入</p> <p>補助建屋地下部は、基準地震動による地震力に対して弾性範囲内のため、止水性に影響を与えるひび割れは生じない。</p> <p>d. 施設、設備の施工上生じうる隙間部</p> <p>津波及び溢水による浸水を想定するタービン建屋地下部において、施工上生じうる建屋間の隙間部には、止水処置を行い、浸水防護重点化範囲への浸水を防止する設計とする。</p> <p>補足説明資料で、タービン建屋における浸水水位が、タービン建屋と浸水防護重点化範囲の中間建屋及び制御建屋につながる連絡通路の床面高さ（T.P. +4m）を上回るが、水密扉を設置し、貫通部止水処置を実施することにより、内郭防護の方針を達成しうることを確認した。</p>

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～三（省略）</p> <p>四 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止すること。そのため、非常用海水冷却系については、基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計であること。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保でき、かつ取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。</p> <p>五（省略）</p> <p>六 地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返しの襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘、砂移動及び漂流物等）を考慮すること。</p> <p>七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>4.5 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響防止</p> <p>4.5.1 非常用海水冷却系の取水性</p> <p>非常用海水冷却系の取水性については、次に示す方針を満足すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。 ・基準津波による水位の低下に対して冷却に必要な海水が確保できる設計であること。 	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.5 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響防止</p> <p>4.5.1 非常用海水冷却系の取水性</p> <p>(1) 取水路の特性を考慮した海水ポンプ位置の評価水位が適切に算定されていることを確認する。確認のポイントは以下のとおり。</p> <p>① 取水路の特性に応じた手法が用いられていること。（開水路、閉管路の方程式）</p> <p>② 取水路の管路の形状や材質、表面の状況に応じた摩擦損失が設定されていること。</p> <p>(2) 前述（3.4(4)）のとおり地殻変動量を安全側に考慮して、水位低下に対する耐性（海水ポンプの仕様、取水口の仕様、取水路又は取水ピットの仕様等）について、以下を確認する。</p> <p>① 海水ポンプの設計用の取水可能水位が下降側評価水位を下回る等、水位低下に対して海水ポンプが機能保持できる設計方針であること。</p> <p>② 引き波時の水位が実際の取水可能水位を下回る場合には、下回っている時間において、海水ポンプの継続運転が可能な貯水量を十分確保できる取水路又は取水ピットの構造仕様、設計方針であること。なお、取水路又は取水ピットが循環水系と非常系で併用される場合においては、循環水系運転継続等による取水量の喪失を防止できる措置が施される方針であること。</p>	<p>海水ポンプ取水可能水位と、引き波時の下降側の水位を比較し取水性を評価し、水位変動に伴う取水性低下に対して海水ポンプの機能を保持できるよう設計すること、また、大津波警報発令時に循環水ポンプを停止して、海水ポンプの取水量を確保する運用とすることを確認した。</p> <p>具体的には、海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。</p> <p>a. 海水ポンプ位置の評価水位</p> <p>基準津波による水位低下に伴う海水ポンプ位置での水位を算定するため、取水路の管路形状、材質及び水路表面の状況に応じた摩擦損失を考慮したモデル化を行い、管路の水理解析（以下「管路解析」という。）を実施する。</p> <p>b. 水位低下に対する耐性の確保</p> <p>管路解析に基づき、海水ポンプ室前の基準津波による下降側の水位を、T.P. -2.3m と算定した。この値は、水理試験結果に基づく海水ポンプの取水可能（最低）水位（T.P. -2.91m）を上回る水位であり、水位低下に対して海水ポンプは機能保持できる。</p> <p>c. 循環水ポンプの運用</p> <p>循環水ポンプ室及び海水ポンプ室は隣接していることから、水位低下時の海水ポンプの取水量を確保するため、発電所を含む地域において大津波警報が発令された場合に、原則として循環水系ポンプを停止（プラントを停止）し、取水路防潮ゲートを閉止する手順等を整備する。</p>
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>4.5.2 津波の二次的な影響による非常用海水冷却系の機能保持確認</p> <p>基準津波に伴う取水口付近の砂の移動・堆積が適切に評価されていること。</p> <p>基準津波に伴う取水口付近の漂流物が適切に評価されていること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.5.2 津波の二次的な影響による非常用海水冷却系の機能保持確認</p> <p>(1) 基準津波に伴う取水口付近の砂の移動・堆積については、(3.2.1) の遡上解析結果における取水口付近の砂の堆積状況に基づき、砂の堆積高さが取水口下端に到</p>	<p>設備の構造等を踏まえた基準津波による取水口付近の砂の移動及び堆積、取水口及び放水口付近の漂流物の影響も含めて検討を実施することにより、津波の二次的な影響に対して原子炉補機冷却海水系の機能を保持する」としていることを確認した。</p> <p>具体的には、非常用海水路呑み口及び海水ポンプ室の砂の移動及び堆積並びに取水口及び放水口付近の漂流物の評価について、以下のとおりとしていることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>非常用海水冷却系については、次に示す方針を満足すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積、陸上斜面崩壊による土砂移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保できる設計であること。 ・基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。 	<p>達しないことを確認する。取水口下端に到達する場合は、取水口及び取水路が閉塞する可能性を安全側に検討し、閉塞しないことを確認する。「安全側」な検討とは、浮遊砂濃度を合理的な範囲で高めてパラメータスタディすることによって、取水口付近の堆積高さを高め、また、取水路における堆積砂混入量、堆積量を大きめに算定すること等が考えられる。</p> <p>(2) 混入した浮遊砂は、取水スクリーン等で除去することが困難なため、海水ポンプそのものが運転時の砂の混入に対して軸固着しにくい仕様であることを確認する。</p> <p>(3) 基準津波に伴う取水口付近の漂流物については、(3.2.1)の遡上解析結果における取水口付近を含む敷地前面及び遡上域の寄せ波及び引き波の方向、速度の変化を分析した上で、漂流物の可能性を検討し、漂流物により取水口が閉塞しない仕様の方針であること、又は閉塞防止措置を施す方針であることを確認する。なお、取水スクリーンについては、異物の混入を防止する効果が期待できるが、津波時には破損して混入防止が機能しないだけでなく、それ自体が漂流物となる可能性が有ることに留意する必要がある。</p>	<p>a. 非常用海水路呑み口及び海水ポンプ室の砂の移動及び堆積</p> <p>基準津波に伴う砂の堆積について、砂移動解析の結果、非常用海水路呑み口、非常用海水路及び海水ポンプ室内並びに海水ポンプ下端の砂の堆積は少ないことから、非常用海水路呑み口から海水ポンプ下端までの取水路は閉塞しない。</p> <p>b. 混入浮遊砂に対する海水ポンプの機能保持</p> <p>本発電所で使用している海水ポンプについて、砂が混入しても軸固着しにくい構造とする。具体的には、海水ポンプ取水時に浮遊砂の一部がポンプ軸受に混入したとしても、約3.7mmの異物逃がし溝から排出される構造とする。一方で、本発電所付近の砂の平均粒径が約0.2mmで、数mm以上の砂は僅かであり、基準津波での海流速では、数mm以上の砂は浮遊しにくいことを踏まえると、大きな粒径の砂はほとんど混入せず、海水ポンプの取水機能は保持できる。</p> <p>c. 取水口及び放水口付近の漂流物</p> <p>基準津波に伴う取水口及び放水口付近の漂流物について、以下のとおり取水性に影響を与える漂流物はないと評価している。</p> <p>ア. 津波シミュレーションの結果を踏まえ、発電所構内及び発電所近傍半径5kmの範囲で漂流物となる可能性のある施設、設備等を網羅的に調査して抽出する。</p> <p>イ. 上記について、地震による損傷が漂流物の発生可能性を高めることを考慮（地震で倒壊する可能性のあるものは倒壊するとみなす。）して漂流物を特定する。</p> <p>ウ. 地震に起因する敷地地盤の変状、標高変化等を保守的に考慮して特定する。</p> <p>エ. 発電所構内で漂流物となる可能性があるものとして、1号及び2号炉放水口側の協力会社事務所等を特定し、これらが漂流しても放水口側防潮堤及び防潮扉で防護できるため、取水性への影響はない。また、これらの漂流物の設置位置及び津波の流向を踏まえると、これらが漂流しても取水口へ向かうことはなく、通水機能は損なわれない。</p> <p>オ. 発電所構内の物揚岸壁に停泊する燃料等輸送船は、津波警報等発令時は緊急避難するため漂流物とはならない。</p> <p>カ. 発電所構外で漂流物となる可能性のあるものとして発電所近傍で航行不能となった船舶、漁船を特定している。この船舶、漁船に対し、取水口側は取水路防潮ゲート、放水口側は放水口側防潮堤及び防潮扉により防護することから取水性に影響はない。また、取水路を漂流する可能性がある漂流物により非常用海水路呑み口前面が閉塞することを防止するため、閉塞防止措置を実施する。</p> <p>補足説明資料で、燃料等輸送船は基準津波の流向及び地形の特性により漂流物にならないことを確認している。</p> <p>*****</p> <p>※取水口及び放水口付近の漂流物については3号炉及び4号炉申請内容と同じであることを確認した。</p>

(6) 津波監視

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～四（省略）</p> <p>五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①上記の「津波防護施設」とは、防潮堤、盛土構造物及び防潮壁等をいう。上記の「浸水防止設備」とは、水密扉及び開口部・貫通部の浸水対策設備等をいう。また、上記の「津波監視設備」とは、敷地の潮位計及び取水ピット水位計、並びに津波の襲来状況を把握できる屋外監視カメラ等をいう。これら以外には、津波防護施設及び浸水防止設備への波力による影響を軽減する効果が期待される防波堤等の津波影響軽減施設・設備がある。</p> <p>②～④（省略）</p> <p>⑤津波監視設備については、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）に対して、影響を受けにくい位置への設置及び影響の防止策・緩和策等を検討し、入力津波に対して津波監視機能が十分に保持できるよう設計すること。</p> <p>⑥～⑧（省略）</p> <p>六～七（省略）</p> <p>【津波ガイド：基準における要求事項等】</p> <p>4.6 津波監視</p> <p>敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、津波防護施設、浸水防止設備の機能を確実に確保するために、津波監視設備を設置すること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>4.6 津波監視</p> <p>(1) 要求事項に適合する方針であることを確認する。また、設置の概要として、おおよその位置と監視設備の方式等について把握する。</p>	<p>津波防護施設及び浸水防止設備の機能を確保するために津波監視設備を設置して、敷地への津波の繰り返しの襲来を察知すること及び当該設備により昼夜問わず原子炉制御室から監視可能としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下を確認した。</p> <p>津波監視設備として、3号炉原子炉格納施設の壁面 T.P. +46.8m 及び4号炉原子炉補助建屋の壁面 T.P. +36.2m の位置にそれぞれ1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用である津波監視カメラを、1号炉海水ポンプ室の T.P. +7.1m の位置に潮位計を設置するとしている。</p> <p>津波監視カメラは暗視機能等を有し、昼夜問わず監視可能な設計とし、潮位計は津波水位約 T.P. -9.9～+6.6m を測定範囲として上昇側及び下降側の津波高さが計測できる設計とし、いずれも中央制御室から監視可能な設計としている。</p>

4. 施設・設備の設計方針

(1) 津波防護施設

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>解釈別記3</p> <p>3 第5条の「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」を満たすために、基準津波に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。</p> <p>一～四（省略）</p> <p>五 津波防護施設及び浸水防止設備については、入力津波（施設の津波に対する設計を行うために、津波の伝播特性及び浸水経路等を考慮して、それぞれの施設に対して設定するものをいう。以下同じ。）に対して津波防護機能及び浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。そのため、以下の方針によること。</p> <p>①～②（省略）</p> <p>③津波防護施設については、その構造に応じ、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計すること。</p> <p>④～⑧（省略）</p> <p>六 地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返しの襲来による影響及び津波による二次的な影響（洗掘、砂移動及び漂流物等）を考慮すること。</p> <p>七（省略）</p> <p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>5. 施設・設備の設計・評価の方針及び条件</p> <p>5.1 津波防護施設の設計</p> <p>津波防護施設については、その構造に応じ、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計すること。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>5. 施設・設備の設計・評価の方針及び条件</p> <p>5.1 津波防護施設の設計</p> <p>(1) 要求事項に適合する設計方針であることを確認する。 なお、後段規制（工事計画認可）においては、施設の寸法、構造、強度及び支持性能（地盤強度、地盤安定性）が要求事項に適合するものであることを確認する。</p> <p>(2) 設計方針の確認に加え、入力津波に対して津波防護機能が十分保持できる設計がなされることの見通しを得るため、以下の項目について、設定の考え方を確認する。確認内容を以下に例示する。</p> <p>①荷重組合せ</p> <p>a) 余震が考慮されていること。耐津波設計における荷重組合せ：常時+津波、常時+津波+地震（余震）</p> <p>②荷重の設定</p> <p>a) 津波による荷重（波圧、衝撃力）の設定に関して、考慮する知見（例えば、国交省の暫定指針等）及びそれらの適用性。</p> <p>b) 余震による荷重として、サイト特性（余震の震源、ハザード）が考慮され、合理的な頻度、荷重レベルが設定される。</p> <p>c) 地震により周辺地盤に液状化が発生する場合、防潮堤基礎杭に作用する側方流動力等の可能性を考慮すること。</p> <p>③許容限界</p> <p>a) 津波防護機能に対する機能保持限界として、当該構造物全体の变形能力（終局耐力時の变形）に対して十分な余裕を有し、津波防護機能を保持すること。（なお、機能損傷に至った場合、補修に、ある程度の期間が必要となることから、地震、津波後の再使用性に着目した許容限界にも留意する必要がある。）</p>	<p>津波防護施設の設計について、入力津波に対して津波防護機能を十分に保持できるよう設計すること、施設に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に配慮し十分な余裕を有するよう許容限界を設定する」としていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下を確認した。</p> <p>津波防護施設（取水路防潮ゲート、放水口側防潮堤、防潮扉、屋外排水路逆流防止設備並びに1号及び2号炉放水ピット止水板）について、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、当該施設の設置位置における入力津波に対して津波防護機能が十分に保持できるよう設計する方針としている。</p> <p>これに加えて、荷重の組合せについては、漂流物による荷重、余震による荷重、自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波による荷重の組合せを考慮するとしている。また、許容限界については、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を想定し、当該施設が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）に対して十分な余裕を有するよう、施設又は設備を構成する材料の変形が弾性域内に収まることを基本としている。</p> <p>取水路防潮ゲートについて、以下のとおり設計及び運用する方針としていることを確認した。</p> <p>① 津波が敷地へ流入することを防止し、防護対象設備が機能喪失することのない設計とするため、取水路防潮ゲートを設置する。</p> <p>② 1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉で共用する取水路防潮ゲートは、津波の発生時にゲートを確実に閉止させることが必要であり、各々の号炉で各々のゲートを閉止させるのではなく、1号炉及び2号炉中央制御室から遠隔閉止信号を発信して閉止させる設計としていることから、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の安全性が向上するとしている。</p> <p>③ 取水路防潮ゲートは、1号及び2号炉中央制御室からの遠隔閉止信号により、ゲート落下機構の機械式又は電磁式クラッチを解放し、ゲート扉体を自重で落下させる設計とする。何らかの外乱により遠隔閉止信号が喪失した場合には、ゲート扉体が落下するフェイル・セーフ設備とする。</p> <p>④ 取水路防潮ゲートの閉止操作について、1号、2号、3号及び4号炉循環水ポンプ停止（プラント停止）及び1号及び2号炉中央制御室からの取水路防潮ゲートの操作手順等を整備する。</p> <p>また、防潮扉については、原則閉運用とし、開放後の確実な閉止操作、3号及び4号炉中央制御室における閉止状態の確認及び閉止されていない状態が確認された場合の手順等を整備し、的確に実施する方針としている。</p> <p>なお、屋外排水路逆流防止設備については、漂流物による荷重は考慮しないとしている。</p> <p>補足説明資料で、余震による荷重については、基準津波の最大水位生起の時間帯に発生する余震レベルを検討した上で、弾性設計用地震動の中から設定することを確認した。</p>

(2) 浸水防止設備

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

(3) 津波監視設備

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

(4) 施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項

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

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>5.4 施設・設備等の設計・評価に係る検討事項</p> <p>5.4.1 津波防護施設、浸水防止設備等の設計における検討事項</p> <p>津波防護施設、浸水防止設備の設計及び漂流物に係る措置に当たっては、次に示す方針（津波荷重の設定、余震荷重の考慮、津波の繰り返し作用の考慮）を満足すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・各施設・設備等の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定すること。 ・サイトの地学的背景を踏まえ、余震の発生の可能性を検討すること。 ・余震発生の可能性に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮すること。 ・入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能、浸水防止機能へ及ぼす影響について検討すること。 		
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>5.4.2 漂流物による波及的影響の検討</p> <p>津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物、設置物等が破損、倒壊、漂流する可能性について検討すること。</p> <p>上記の検討の結果、漂流物の可能性がある場合には、防潮堤等の津波防護施設、浸水防止設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流防止装置または津波防護施設・設備への影響防止措置を施すこと。</p>	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>5.4.2 漂流物による波及的影響の検討</p> <p>(1) 漂流物による波及的影響の検討方針が、要求事項に適合する方針であることを確認する。</p> <p>(2) 設計方針の確認に加え、入力津波に対して津波防護機能が十分保持できる設計がなされることの見通しを得るため、以下の例のような具体的な方針を確認する。</p> <p>①敷地周辺の遡上解析結果等を踏まえて、敷地周辺の陸域の建物・構築物及び海域の設置物等を網羅的に調査した上で、敷地への津波の襲来経路及び遡上経路並びに津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において発生する可能性のある漂流物を特定する方針であること。なお、漂流物の特定に当たっては、地震による損傷が漂流物の発生可能性を高めることを考慮する方針であること。</p> <p>②漂流防止装置、影響防止装置は、津波による波力、漂流物の衝突による荷重との組合せを適切に考慮して設計する方針であること。</p>	<p>漂流物による波及的影響について、津波防護施設及び浸水防止設備が漂流物による波及的影響を受けないよう、入力津波による漂流物の衝突力に対して十分耐えうる構造として設計していることを確認した。</p> <p>具体的には、以下を確認した。</p> <p>3.（5）②津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能保持確認」のとおり漂流物の可能性の検討及びその影響評価を実施し、その結果を踏まえ、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備について、入力津波による波力及び漂流物の衝突力に対して十分耐えうる構造として設計する方針としている。</p> <p>取水路防潮ゲート、放水口側防潮堤、防潮扉並びに1号及び2号炉放水ピット止水板の設計に当たっては、漂流物として衝突する可能性があるもののうち最も重量のある小型漁船（重量30t）が衝突した場合の荷重を考慮する方針としている。ただし、発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船については、津波警報が発令された場合において、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物を退避させ、緊急離岸する船側と待避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備し的確に実施することにより漂流物としないとしている。また、漂流物による荷重の設定については、津波の流速による衝突荷重の設定における不確実性を考慮し、十分に余裕のある設定とする方針としている。</p> <p>なお、津波監視設備については、津波の影響（波力及び漂流物の衝突等）を受けない位置に設置している。</p> <p>*****</p> <p>3号炉及び4号炉申請内容と同じであることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>5.4.3 津波影響軽減施設・設備の扱い</p> <p>津波防護施設・設備の設計において津波影響軽減施設・設備の効果を期待する場合、津波影響軽減施設・設備は、基準津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計すること。</p> <p>津波影響軽減施設・設備は、次に示す事項を考慮すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震が津波影響軽減機能に及ぼす影響 ・漂流物による波及的影響 ・機能損傷モードに対応した荷重について十分な余裕を考慮した設定 ・余震による荷重と地震による荷重の荷重組合せ ・津波の繰り返し襲来による作用が津波影響軽減機能に及ぼす影響 	<p>【津波ガイド：確認内容】</p> <p>5.4.3 津波影響軽減施設・設備の扱い</p> <p>(1) 津波影響軽減施設・設備の効果に期待する場合における当該施設・設備の検討方針が、要求事項に適合する方針であることを確認する。</p>	<p>津波の波力を軽減するための取水口カーテンウォールを津波影響軽減施設と位置付けるとした上で、この施設が設置されている位置での入力津波に対して、津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としている。</p> <p>また、入力津波による荷重の設定、余震等の荷重の組合せ及び津波の繰り返し作用への考慮について、津波防護施設及び浸水防止設備と同様に耐津波設計上の十分な裕度を確保する方針としている。さらに、基準地震動に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計する方針としていることを確認した。</p>

重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価の考え方

1.1 概要	1.0-2
1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定	1.0-3
1.3 評価に当たって考慮する事項	1.0-4
1.4 有効性評価に使用する計算プログラム	1.0-8
1.5 有効性評価における解析の条件設定	1.0-9
1.6 解析の実施	1.0-13
1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	1.0-13
1.8 必要な要員及び資源の評価	1.0-14

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価の考え方）

1.1 概要

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

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

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

1.3 評価に当たって考慮する事項

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設代替設備と可搬型代替設備）がとられている場合は、各々の対策について有効性を評価する。</p> <p>1. 評価に当たって考慮する事項はなにか。</p> <p>1) 対象とする設備や要員、燃料等の評価方針、評価で考慮する仮定、評価期間は明確となっているか。評価方針や評価期間は有効性評価ガイドに倣ったものであるか。</p> <p>(i) 有効性評価において考慮する措置（技術的能力と設備との関連）や有効性評価の評価方針を確認する。</p> <p>① 有効性評価で考慮する設備や要員、燃料等の評価方針を確認。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」についての解析方針について確認。</p>	<p>(i) 有効性評価において考慮する措置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 有効性評価は、グループ化した事故シーケンスごとに「技術的能力に係る審査基準（技術的能力）」、「設置許可基準規則（設備）」との関係を整理して評価を行うことを確認した。また、「技術的能力」で講じることとしている措置のうち、「設備」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とし、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源等の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行うことを確認した。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における一つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行うことを確認した。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策について解析を行うことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (3) 設計基準事故対処設備の適用条件 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (3) 設計基準事故対処設備の適用条件 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（ii）安全機能の喪失の仮定に対する考え方を確認する。</p>	<p>（ii）安全機能の喪失の仮定に対する考え方について、以下のとおり確認した。</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮することを確認した。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する</p> <p>（iii）外部電源に対する仮定及びその考え方が明らかであることを確認する。</p>	<p>（iii）外部電源に対する仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなる（厳しくなる）ような場合は、外部電源がある場合を想定することを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>（iv）重大事故等の想定及びこれを踏まえた重大事故等対処設備の単一故障の仮定について確認する。</p>	<p>（iv）重大事故等の想定及びこれを踏まえた重大事故等対処設備の単一故障の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>(v) 解析で設定する中央制御室や現場での運転員等による操作時間の仮定について確認する。</p> <p>① 解析で用いる操作条件の考え方が整理されていることを確認。</p> <p>② 運転員等操作は、アクセス性や環境の悪化等を考慮したものとなっているかを確認。</p>	<p>(v) 解析で設定する中央制御室や現場での運転員等による操作時間の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 ・ 上記の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、上記の操作から1分後に開始する。 ・ 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 ・ 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 <p>② 運転員等操作は、アクセス性や環境の悪化等を考慮したものとなっているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始することを確認した。なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記①の運転員等操作時間を設定することを確認した。</p>

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

1.4 有効性評価に使用する計算プログラム

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

1.5 有効性評価における解析の条件設定

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析の条件設定は適切か。</p> <p>1) 解析条件の設定は有効性評価ガイドに倣ったものか。</p> <p>(i) 解析条件の設定に係る考え方を確認する。</p> <p>① 解析条件の設定の考え方（保守的な評価か最適評価か）を確認</p> <p>② 解析コードや解析条件の不確かさの影響についての考え方を確認</p>	<p>(i) 解析条件の設定に係る考え方について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とすることを確認した。</p> <p>② 解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、有効性評価の評価項目及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定することを確認した。</p> <p>なお、有効性評価で設定する初期条件、事故条件、機器条件、操作条件の定義は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 初期条件とは、異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態をいう。 ・ 事故条件とは、重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態をいう。 ・ 機器条件とは、重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態をいう。 ・ 操作条件とは、運転員等操作による重大事故等対処設備の操作が可能となる状態をいう。
<p>(ii) 共通解析条件について確認する。</p> <p>① 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> <p>③ 「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> <p>④ 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><初期条件></p> <p><u>初期定常運転条件</u>：解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(2432MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値(305.7℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮した値を用いるものとする。また、1次系圧力の初期値として、定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いることを確認した。この設定は、評価項目に対する余裕が小さくなる方向に定常誤差を考慮していることとなる。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを多様化自動作動盤(ATWS 緩和設備)の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還の効果小さくするため、減速材温度係数の絶対値が小さめの値を設定することから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力の初期値として定格値を用いることを確認した。</p> <p><u>1次冷却材流量</u>：1次冷却材全流量は熱設計流量を用いることを確認した。</p> <p><u>炉心及び燃料体</u>：</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(伊方3号炉の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> MOX炉心の装荷を考慮しているかを確認。 	<p>(炉心崩壊熱) 崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、原子炉圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いることを確認した。</p> <p>(炉心バイパス流量) 熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は、設計値として4%を用いることを確認した。</p> <p>(核的パラメータ) 即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を考慮して評価項目に対して厳しくなるよう設定する。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における炉心動特性解析には3次元手法を用いる。このため、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の絶対値が小さめの値となるように解析用の炉心条件を設定する。また、ドップラ反応度帰還効果はウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮することを確認した。</p> <p><u>加圧器</u>：加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量に基づき、60%体積とすることを確認した。</p> <p><u>蒸気発生器</u>：蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮し、2次側水位は設計値として44%（狭域スパン）を、蒸気発生器保有水量は1基当たり51tonを用いることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器</u>：</p> <p>(自由体積) 原子炉格納容器の自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さめの値として69500m³を用いることを確認した。</p> <p>(ヒートシンク) 原子炉格納容器ヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いることを確認した。</p> <p>(初期温度及び圧力) 原子炉格納容器の初期圧力及び温度は12.0 kPa[gage]、47°Cを用いることを確認した。</p> <p><u>主要機器の形状</u>：原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は、設計値を用いることを確認した。</p> <p><事故条件></p> <p><u>原子炉冷却材喪失時の破断位置</u>：1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とすることを確認した。なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の速さの観点も踏まえて低温側とすることを確認した。</p> <p><重大事故等対策に関連する機器条件></p> <p><u>炉心及び燃料体</u>：原子炉自動停止時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第1.2.2図に示すものを用い、制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を1.8秒とすることを確認した。</p> <p><u>安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間</u>：</p> <p>(原子炉トリップ限界値及び応答時間) 原子炉トリップ及び応答時間として、以下の設定とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 過大温度ΔT高は1次冷却材温度の関数とし、応答時間は6秒とする 原子炉圧力低の設定圧力は12.83MPa[gage]とし、応答時間は2秒とする 1次冷却材ポンプ電源電圧低は定格値に対して65%とし、応答時間は1.2秒とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器水位低は蒸気発生器狭域水位11%とし、応答時間は2秒とすることを確認した。 <p>(ECCS作動限界値及び応答時間) ECCS作動限界値及び応答時間は以下の設定を用いることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致については、原子炉圧力は11.66MPa [gage]、加圧器水位は水位検出器下端水位とし、応答時間

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>は2秒とする</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力異常低は、10.97MPa [gage] とし、応答時間は、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器除熱機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」の場合は0秒、その他の事故シーケンスグループでは2秒とする <p><u>原子炉制御設備</u>：原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1次系及び2次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとすることを確認した。</p> <p><u>1次系及び2次系の主要弁</u>：加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の設定値については以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 加圧器逃がし弁容量は1個当たり95t/hとする 加圧器安全弁容量は、1個当たり157t/hとする 主蒸気逃がし弁容量は、1ループ当たりの定格主蒸気流量の10%とする 主蒸気安全弁容量は、1ループ当たりの定格主蒸気流量の100%とする <p><u>1次冷却材ポンプ</u>：1次冷却材ポンプの回転数等の仕様に関する条件は設計値を用いることを確認した。</p> <p><u>格納容器循環冷暖房ユニット</u>：使用台数は1基とし、粗フィルタがある場合の除熱特性の設計値として1基当たり除熱特性(100℃～153℃、約8.1MW～約13.9MW)で原子炉格納容器内を除熱することを確認した。</p> <p><u>燃料取替用水タンク</u>：保有水量は1325m³とすることを確認した。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><初期条件></p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」と同様であるが、格納容器破損モード「水素燃焼」については、以下の条件を適用することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いる 原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa [gage] を用いる <p><事故条件></p> <p><u>原子炉冷却材喪失時の破断位置</u>：1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とすることを確認した。</p> <p><重大事故等対策に関連する機器条件></p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」と同様であることを確認した。</p> <p>③ 「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><初期条件></p> <p><u>使用済燃料ピット崩壊熱</u>：原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピット崩壊熱は7.134MWを用いることを確認した。</p> <p><u>事象発生前使用済燃料ピット水温</u>：使用済燃料ピット水温の標準的な水温として、40℃を用いることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピットに隣接するピットの状態</u>：燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して評価しており、燃料を取り出す際には燃料取替用チャンネルと燃料検査ピット及び使用済燃料ピットの間設置されているゲートを取り外すことから、使用済燃料ピット、燃料取</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>替用チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とすることを確認した。</p> <p><u>主要機器の形状</u>：使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いることを確認した。</p> <p><重大事故等対策に関連する機器条件></p> <p><u>放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位</u>：使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位として、燃料頂部から、約4.08m（通常運転水位（NWL）-3.29m）とすることを確認した。</p> <p>④ 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><事故条件></p> <p><u>炉心崩壊熱</u>：崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いることを確認した。</p> <p><u>原子炉停止後の時間</u>：燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とすることを確認した。</p> <p><u>1次系圧力</u>：ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから、1次系圧力の初期値は大気圧とすることを確認した。</p> <p><u>1次冷却材高温側温度</u>：ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とすることを確認した。</p> <p><u>1次冷却材水位</u>：プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを10cm上回る高さとすることを確認した。</p> <p><u>1次系開口部</u>：ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外され、加圧器のベント弁が1個開放されているものとする。</p> <p><u>主要機器の形状</u>：原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いることを確認した。</p>

1.6 解析の実施

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

1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は適切か。</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は有効性評価ガイドに倣ったものかを確認する。</p> <p>(i) 不確かさの影響評価方針について確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲について確認。 ② どのような場合にどのような内容の不確かさの影響評価を実施するのかを確認。 ③ 解析コードの不確かさの影響評価内容を確認。 ④ 解析条件の不確かさの影響評価内容を確認。 	<p>(i) 不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとすることを確認した。 ② 不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うことを確認した。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認し、事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する方針であることを確認した。 ③ 解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における重要現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認することを確認した。 ④ 解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認することを確認した。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認することを確認した。

1.8 必要な要員及び資源の評価

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

2 次冷却系からの除熱機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 1-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 1-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 1-3
(3) 炉心損傷防止対策	2. 1-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 1-10
(1) 有効性評価の方法	2. 1-10
(2) 有効性評価の条件	2. 1-12
(3) 有効性評価の結果	2. 1-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 1-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 1-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 1-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2. 1-21
b. 操作条件	2. 1-23
(3) 操作時間余裕の把握	2. 1-24
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 1-25
5. 結論	2. 1-27

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：2次冷却系からの除熱機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における事故シーケンスは、以下の10ケースであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 極小 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・ 蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 ・ DC母線1系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故 <p>（補足説明資料 第6.2.2表 抜粋）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 極小 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・ 蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 ・ DC母線1系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

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

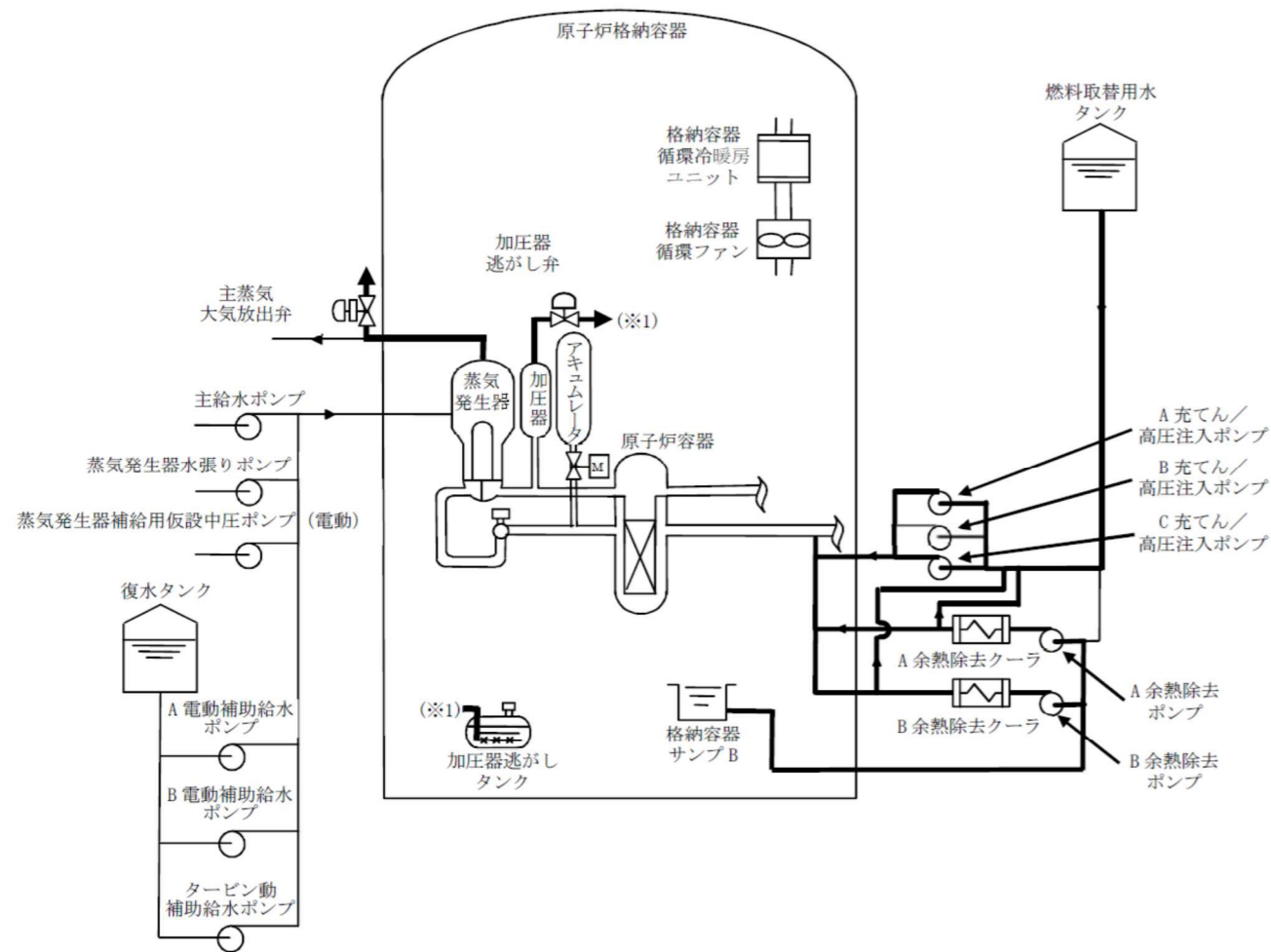
(3) 炉心損傷防止対策

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

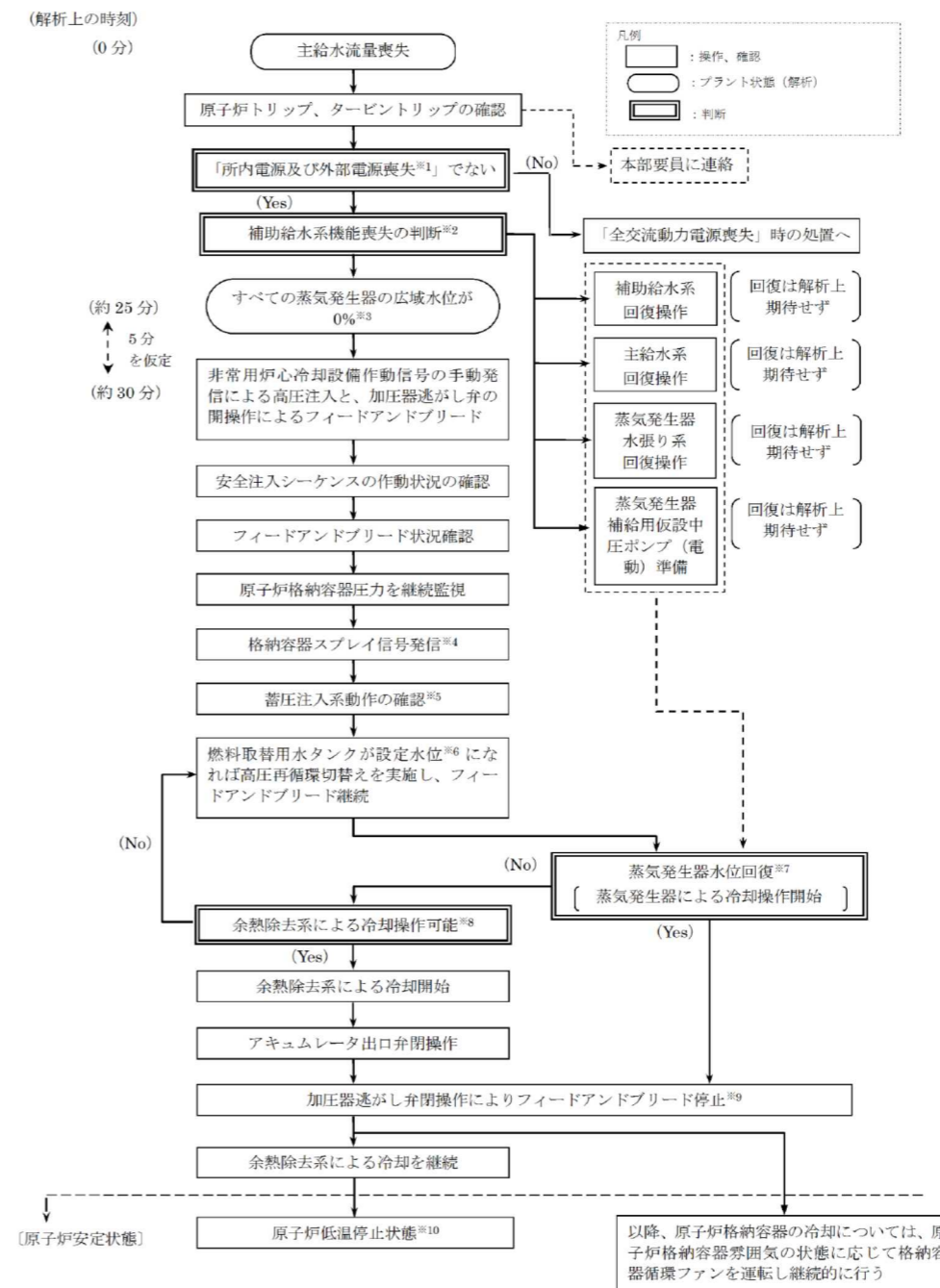
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 余熱除去系を用いた炉心冷却・除熱への移行条件を確認。</p> <p>② 蒸気発生器を用いた炉心冷却・除熱への移行条件を確認（有効性評価上は期待していない）</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり、余熱除去系による冷却操作が可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p> <p>② 有効性評価上は期待していないが、蒸気発生器からの除熱機能の回復条件として、「いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の除熱機能が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。」ことも示されていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプの機能回復操作 ・ タービン動補助給水ポンプの機能回復操作 ・ 主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水操作 ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備 <p>② 「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、2次冷却系からの除熱機能の回復（注水）として、主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水、タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復等が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合していることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.1.1表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。（可搬設備は本有効性評価においては使用しない。）</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等）</p> <p>(炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙第1表 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較」において、炉心冷却、蒸気発生器代替給水手段、給水源、タービン動補助給水ポンプの代替起動手段、蒸気発生器代替蒸気放出の各項目において、米国・欧州での対策との比較を行っており、高浜1/2号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p>	<p>(i) 1次冷却系のフィードアンドブリードに関する設備として燃料取替用水タンク、充てん/高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器逃がしタンク及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図（第7.1.1.1図）に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連する余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.1.1.3図「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断基準、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないものを含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>補助給水系機能喪失</u>：全ての蒸気発生器狭域水位計指示 0%未満及びすべての補助給水流量計指示の合計 75m³/h 未満</p> <p><u>1次系のフィードアンドブリード開始判断</u>：全ての蒸気発生器広域水位計指示 10%未満</p> <p><u>高圧再循環切替</u>：燃料取替用水タンク水位計指示 26.9%到達及び格納容器サンブB広域水位計指示 59%以上</p> <p><u>蒸気発生器除熱機能回復判断</u>：いずれかの蒸気発生器への注水が確保されており、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が 0%以上に回復</p> <p><u>余熱除去系による炉心冷却</u>：1次冷却材圧力計指示 2.7MPa [gage] 以下及び1次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下</p> <p><u>フィードアンドブリード停止</u>：余熱除去系での冷却が開始、又は蒸気発生器の水位回復後、冷却操作が開始</p> <p>補足説明資料(添付資料 2.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について)において、フィードアンドブリード停止条件は、余熱除去系により炉心冷却を開始、又は蒸気発生器の水位回復後であることが示されている。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整</p>	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートにおいて、具体的な作業項目、事象進展と経過時間、必要な要員ついて全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1)(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、電動補助給水ポンプの機能回復操作やタービン動補助給水ポンプの機能回復操作、主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上さ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>れていることを確認した。（第7.1.1.4図）</p> <p>④ 本事故シーケンスグループの対応は中央制御室における対応のみであり、異なる作業を連続して行うことはない。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>



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



- ※1：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ポルトを示した場合。
- ※2：すべての蒸気発生器狭域水位計指示が0%未満及びすべての補助給水流量計指示の合計が75m³/h未満。
- ※3：手順書上は、すべての蒸気発生器広域水位計指示が10%未満となればフィードアンドブリードを開始する。
- ※4：原子炉格納容器圧力115.2kPa[gage]以上（内部スプレポンプが自動起動し、原子炉格納容器健全性が維持されることを中央制御室にて確認する。）。
- ※5：1次冷却系減圧に伴い、LOCA事象同様アクキュレータが注水される。
- ※6：燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%到達及び格納容器サンプB広域水位計指示が59%以上となれば、高圧再循環運転への切替えを実施する（到達水位設定値での注水量は約1,200m³である。）。
- ※7：いずれかの蒸気発生器の給水が確保されており、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が0%以上に回復。
- ※8：1次冷却材圧力計指示が2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度（広域）計指示が177℃以下になれば、余熱除去系による炉心冷却が可能。
- ※9：余熱除去系での冷却が開始、又は蒸気発生器の水位回復後、冷却操作が開始されればフィードアンドブリードを停止する。
- ※10：1次冷却材温度93℃以下、低温停止ほう素濃度。

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

必要な要員と作業項目			経過時間(分)		備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	10	20	
	当直課長、当直主任	1号 2号 1 1			
状況判断	運転員A、B、C	3 3	10分		
蒸気発生器注水回復操作 (解析上考慮せず)	運転員A 運転員B 運転員D 運転員E	[1] [1] [1] [1] 1 1 1 1	5分 5分 15分 15分	適宜実施 適宜実施 適宜実施 適宜実施	
フィードアンドブリード操作	運転員B	[1] [1]	4分 1分	継続操作	※1:フィードアンドブリードが、解析上、期待している約30分までに実施できる。
再循環切替操作	運転員B	[1] [1]	10分		※2:燃料取替用水タンク水位及び格納容器サンプB広域水位が切替可能水位となれば、高圧再循環運転への切替を実施する。
余熱除去系による炉心冷却	運転員B	[1] [1]	10分		※3:1次冷却材圧力計指示が2MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度(広域)計指示が177℃以下になれば、余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系統での冷却が開始、又は蒸気発生器の水位回復後、冷却操作が開始されればフィードアンドブリードを停止する。
アキュムレータ出口弁操作	運転員B	[1] [1]	5分		
電源盤確認、復旧操作	運転員C	[1] [1]	30分	適宜実施	※4:復旧に失敗電源盤確認実施に要する時間は30分に網羅される。その後は他に考えられる原因を調査し回復を試みる。
機器の復旧作業	保修部門員	- -		適宜実施	※5:通常の交通状態での召集を期待。

上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出)。

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

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達及び蒸気発生器2次側保有水量の変化やドライアウト等を取り扱うことができる M-RELAP5（※¹⁰）を用いることを確認した。M-RELAP5の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.1.9 フィードアンドブリードにおける高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について）において、高温側配管と加圧器サージ管の流動の解析上の取り扱いについて示されている。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の持つ不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>a. 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。）の発生後、2次冷却系からの除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。）の発生を想定する。</p> <p>ii. 補助給水系及び主蒸気逃がし弁又は安全弁による2次冷却系からの除熱機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 小破断 LOCA の破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 蒸気発生器を用いた代替の崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 加圧器逃がし弁と高圧注入系によるフィードアンドブリード</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、1次冷却材ポンプ（以下「RCP」という。）の運転継続による蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達の促進により蒸気発生器ドライアウト到達時間が短くなり、炉心崩壊熱が高い状態で1次冷却系のフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却の観点では厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、主給水流量の喪失が発生し、安全機能の喪失に対する仮定は補助給水系の機能喪失であり、PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② 「第7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失＋補助給水失敗）」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱、1次冷却材圧力/平均温度、安全機能の喪失に対する仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系圧力・温度の初期値とその理由を確認 ・ 蒸気発生器初期保有水量の設定値とその理由を確認 	
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉トリップの設定値とその理由を確認。 ・ 高圧注入ポンプの使用台数、評価で用いる注入特性とその理由を確認。 ・ 加圧器逃がし弁の使用個数、1個あたりの容量を確認。 	<p>(i) 機器条件として、1次冷却系のフィードアンドブリードにおける炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ2台使用時の最小注入特性とする。また、1次冷却材の放出には、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個あたりの容量は設計値とすることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>原子炉トリップ信号：蒸気発生器水位異常低（狭域水位11%、応答時間2.0秒）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定するとともに、検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値としている。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ：2台を使用するものとし、炉心冷却を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0～約140m³/h、0～約16.8MPa[gage]）を用いる。</p> <p>加圧器逃がし弁：2個を使用するものとし、1個あたりの容量は、設計値である約95t/hとする。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している主給水系及び安全機能の喪失を仮定している補助給水系について、重大事故等対策に関連する機器条件として設定されていないことから、復旧を期待せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>④ 1次系のフィードアンドブリードを開始する蒸気発生器水位が、技術的能力1.2と有効性評価とで異なる場合は、その理由を確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、1次冷却系のフィードアンドブリードは中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p>電動、タービン動補助給水ポンプ回復操作：有効性評価上は期待しない操作のため、適宜実施としているが、「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、タービン動補助給水ポンプ回復操作（現場手動操作）については、運転員3名で作業を実施し、機能回復まで34分、電動補助給水ポンプ回復操作については、中央制からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応することを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、1次冷却系のフィードアンドブリードの開始時間は、蒸気発生器広域水位計指示値0%到達から5分後とすることを確認した。具体的には、1次冷却系のフィードアンドブリードは蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点から蒸気発生器ドライアウトとし、蒸気発生器ドライアウトから5分後に1次冷却系のフィードアンドブリードを開始すること（「第7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件」を確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 1次冷却系のフィードアンドブリードは、解析上は蒸気発生器がドライアウト後5分で実施する条件であるが、運用上は計器誤差等を考慮して、蒸気発生器広域水位10%到達にて蒸気発生器ドライアウトと判断し、1次冷却系のフィードアンドブリードを開始する手順であることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料7.1.1.3 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について」において、蒸気発生器水位の計測値は、計器誤差等を考慮した場合には最大で約7%のズレが生じる可能性があることが示されている。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.1.1.15図より、主給水流量喪失、補助給水の喪失により、蒸気発生器水位が低下しドライアウトしていることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.1.11図、第7.1.1.12図により高圧注入流量を確認できること、加圧器逃がし弁流量を確認できることから、1次冷却系のフィードアンドブリードに関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.1.9図、第7.1.1.10図より1次冷却系のフィードアンドブリードにより、原子炉容器内水位はTAF以上を維持すること、高圧注入流量の増加に伴い1次冷却系保有水量は回復傾向にあること、第7.1.1.13図より燃料被覆管温度の上昇は抑えられていることを確認した。また、加圧器水位や1次冷却材圧力・温度等の挙動については、1次冷却系のフィードアンドブリードによる1次冷却材の減圧沸騰や1次冷却材圧力に応じた高圧注入流量の増減、加圧器逃がし弁からの1次冷却材の放出形態等の関係を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料7.1.1.5「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について」において、1次冷却材圧力やボイド率の推移、概略図を用いた1次冷却系の挙動について示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 蒸気発生器水位 動的機器の作動状況： ・ 加圧器逃がし弁・安全弁流量 ・ 高圧注入流量 対策の効果： ・ 原子炉容器内水位 ・ 加圧器水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 ・ 1次系圧力</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次系の圧力損失を考慮した1次系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧状態となるが、1次冷却系のフィードアンドブリードにより、燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）は約390℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.7MPa[gage]に抑えられる。また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の蒸気が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、1次冷却系のフィードアンドブリードによって炉心は冠水状態にあることから初期値（約390℃）以下にとどまり、評価期間を通じて1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならないことを確認した。 ② 1次冷却材圧力は、2次冷却系からの除熱機能の喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、1次冷却系のフィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.7MPa[gage]にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 1次冷却系のフィードアンドブリードにより、加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが破損し、1次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイ設備により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果（1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析評価）で包絡されることが示されている）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、第7.1.1.10図、第7.1.1.13図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である1次冷却系のフィードアンドブリードにより、評価期間を通じて炉心は冠水状態を維持していること、燃料被覆管の温度は低く抑えられていることから、炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド) 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>① 第7.1.1.5図及び第7.1.1.14図より、事象発生後100分時点においても1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約7.9時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することで事象発生約21時間後に低温停止状態になり、その後、安定停止状態に到達することを確認した。また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより、加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが破損し、1次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器内圧力上昇の観点からより厳しいDBA解析の結果で包絡できることを示している。）</p> <p>補足説明資料「添付資料7.1.1.8 安定停止状態について」において、原子炉の安定停止状態が定義され、余熱除去系が使用可能となる時間、余熱除去系ウォーミング及び冷却時間を考慮して、事象発生約21時間後に原子炉は安定停止状態となることも示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

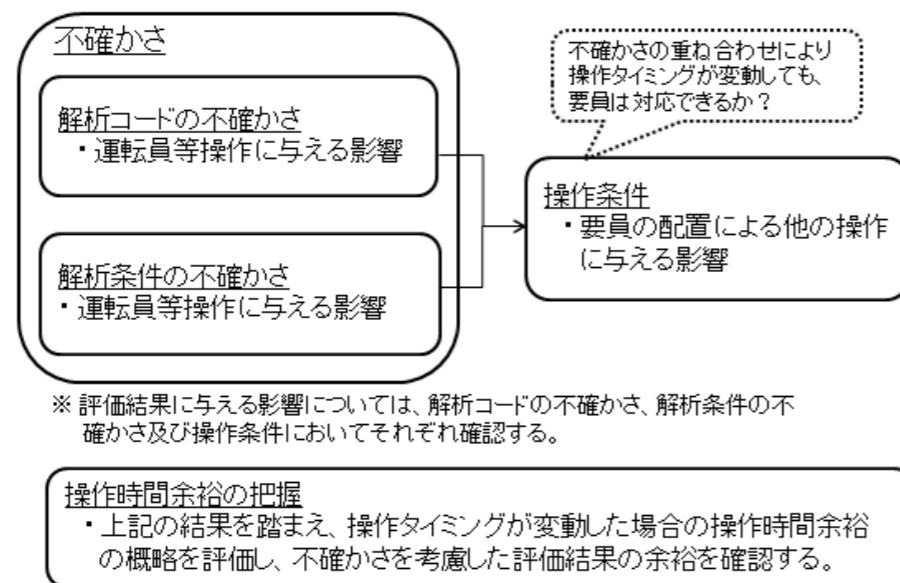
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 6.7.1）</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器ドライアウトを起点に操作を開始する1次冷却系のフィードアンドブリードであることを確認した。本操作は蒸気発生器ドライアウト時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始への感度を確認。</p> <p>② 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱（並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量）について影響評価を行うことを確認した。なお、高浜1号炉は蒸気発生器2次側保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の事象進展は解析結果よりも遅くなる（1次冷却材圧力、温度の上昇、蒸気発生器水位の低下は緩やかとなる）。このため、実際の1次系のフィードアンドブリード開始タイミングは解析結果よりも遅くなる可能性があることを確認した。</p> <p>② 該当なし</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>② 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>③ 有効性評価ガイドにおいては、重大事故等対処設備について、</p>	<p>(i) 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響については、<u>解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、蒸気発生器の水位低下が速めに解析されている。このため、蒸気発生器の水位を起点とした1次冷却系のフィードアンドブリード操作を必要とするタイミングが遅くなる可能性があり、この影響を確認するために操作開始時間を5分遅らせた感度解析を実施した。結果として、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度の上昇は数十℃程度にとどまっております。解析結果に与える影響は小さい</u>ことを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。なお、操作開始時刻を遅らせた感度解析の確認結果は、7.1.1.3 (3) 操作時間余裕の把握にて確認している</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の事象進展は解析結果よりも遅くなる（1次冷却材圧力、温度の上昇、蒸気発生器水位の低下は緩やかとなる）。このため、実際には加圧器逃がし弁からの放出量は少なく、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注入量は多く、1次冷却材の蒸散率は小さくなるため、1次系保有水の低下は抑制される。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 高浜2号炉に対して、蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件として設定している保有水量は少なくなる。しかしながら、1次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心の冠水は維持されることから、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>単一故障は仮定しないものの、炉心への注水流量の観点から、高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p>	<p>③ 炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、充てん/高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施した。その結果、充てん/高圧注入ポンプ1台の場合にはサブクール度が小さくなることで1次冷却材が減圧沸騰しやすくなるため、1次冷却材圧力は高く推移し、炉心への注入流量がさらに減少する。このため、原子炉容器水位は低下するが、炉心は冠水を維持することから、評価項目となるパラメータに対する与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>添付十 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（第6.4.1表、第6.4.3～6.4.8表及び第6.7.1～6.7.2表、第7.1.1.2表）において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び主要解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

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

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 1次系のフィードアンドブリードの開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 1次冷却系のフィードアンドブリードの操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 蒸気発生器ドライアウトの判定遅れあるいは運転員の操作の遅延を考慮した場合の操作時間余裕を把握するため、蒸気発生器ドライアウトから10分後に操作を開始した場合の感度解析を行った。その結果、操作タイミングを遅くした場合には、ベースケースよりもサブクール度が小さい段階で(1次冷却材温度が高い段階で)1次冷却系のフィードアンドブリードを開始することにより、減圧沸騰が生じるまでの減圧幅が小さくなり、1次冷却材圧力はベースケースよりも高く推移するため、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注入量が少なくなる。これにより一時的に燃料被覆管温度は上昇傾向となるものの、操作時間余裕として約10分は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉については18名、3号炉及び4号炉については18名であり、合計35名（全体指揮者1名は共通）である。これに対して、重大事故等対策要員は170名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、複数号機同時発災の場合においても、必要な重大事故対策要員を確保できていることから、対応可能であることを確認した。</p>
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、外部電源喪失を仮定していない。なお、電源の必要量については、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 再循環切替により炉心注水を継続(燃料取替用水タンクへの水補給は行わない) 	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である1次冷却系のフィードアンドブリードの水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は格納容器再循環サンプBを水源として炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせず安定停止状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要な重油量は、約335.9kLである。</u>、これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量360kLで対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記(iii)で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p data-bbox="133 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="133 369 593 401">・ 1.～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="133 415 1012 579">・ 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1065 279 2822 352">事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している1次冷却系のフィードアンドブリード及び余熱除去系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1065 369 2822 579">重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」において1次冷却系のフィードアンドブリードを行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（主給水ポンプ、補助給水ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1065 596 2822 669">また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1065 686 2451 718">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1065 735 2822 808">「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1065 861 2822 934">以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

全交流動力電源喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 2-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 2-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 2-3
(3) 炉心損傷防止対策	2. 2-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 2-13
(1) 有効性評価の方法	2. 2-13
(2) 有効性評価の条件	2. 2-15
(3) 有効性評価の結果	2. 2-20
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 2-23
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 2-25
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 2-27
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2. 2-27
b. 操作条件	2. 2-29
(3) 操作時間余裕の把握	2. 2-30
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 2-31
5. 結論	2. 2-33

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）								
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>（補足説明資料 第6.2.2表 抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1044 598 2813 751"> <tr> <td data-bbox="1044 598 1418 751">(b) 全交流動力電源喪失</td> <td data-bbox="1418 598 1863 751">○ 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> <td data-bbox="1863 598 2071 751">2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ +空冷式非常用 発電装置</td> <td data-bbox="2071 598 2208 751">高 高 高 高</td> <td data-bbox="2208 598 2813 751">全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」のみである。</td> </tr> </table>				(b) 全交流動力電源喪失	○ 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ +空冷式非常用 発電装置	高 高 高 高	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」のみである。
(b) 全交流動力電源喪失	○ 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ +空冷式非常用 発電装置	高 高 高 高	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」のみである。					

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>交流動力電源を必要とする ECCS による炉心注水ができず、さらに RCP シール LOCA 等により 1 次冷却系の保有水量が継続的に減少し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失し、常用系補機である 1 次冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、高圧注入系及び低圧注入系（高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ等）による炉心注水、1 次系冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気大気放出弁操作による 1 次冷却系の減温、減圧及び復水タンクへの補給等ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるとともに、RCP シール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから、RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えい等により 1 次冷却系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に減温・減圧することにより 1 次冷却系を減温・減圧するとともに、代替交流動力電源を確保して代替炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある</u>ことを確認した。本重要事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能は、1 次冷却系を減温・減圧する機能、炉心への注水機能であり、具体的な初期の対策として、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気大気放出弁を用いた 2 次系強制冷却により 1 次冷却系を減圧・減温するとともに代替炉心注水により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

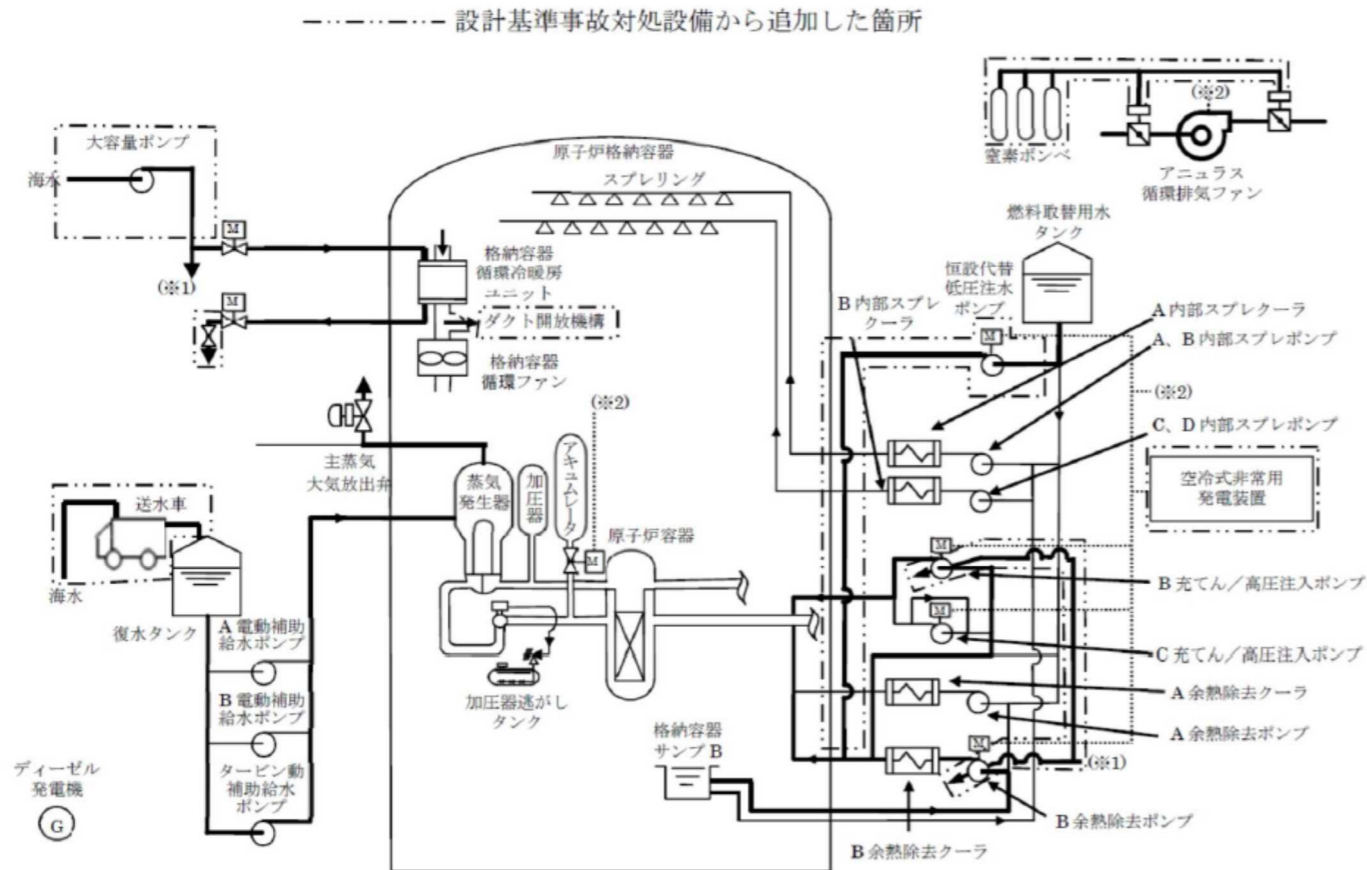
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失（外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗）、1次冷却材漏えいの有無及び補助給水系の機能維持の有無を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、補助給水流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気大気放出弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁、蒸気発生器、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、2次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として整備するとともに、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付けること、蒸気発生器水位等を監視し、蒸気発生器伝熱管からの漏えいの兆候がある場合には、健全側の主蒸気大気放出弁の開操作により、放射性物質の外部への放出を限定的にすることを確認した。初期の対策である蒸気発生器2次側への注水と主蒸気大気放出弁の開操作による2次系強制冷却に係る手順については、「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」で整備されていることを確認した。恒設代替低圧注水ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）を用いた代替炉心注水に係る手順については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁、蒸気発生器、復水タンク、充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）、恒設代替低圧注水ポンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について」において、整備されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>補足説明資料「添付資料7.1.2.11 1次冷却材ポンプシール部からの漏えい率の想定について」において、RCPシールの構造やSBO時の状況、漏えい量評価方法の妥当性確認について示されている。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、RCPシールLOCAが発生する場合は、原子炉補機冷却システムによる冷却の代わりとして大容量ポンプによる充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプへの海水通水後、格納容器サンプB水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧又は低圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として整備するとともに、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ、格納容器サンプB等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、大容量ポンプによるA格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水後、原子炉格納容器温度が格納容器循環冷暖房ユニットのダクト開放機構動作温度である110℃に到達すれば、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として整備するとともに、A格納容器循環冷暖房ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。RCPシールLOCAが発生しない場合は、2次系強制冷却による炉心冷却を継続し、交流動力電源が回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行う。このため、送水車、送水車運転用の燃料を備蓄する軽油用ドラム缶（以下「軽油用ドラム缶」という。）等を重大事故等対処設備として整備するとともに、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① RCPシールLOCAが発生する場合の安定停止状態に向けた対策である低圧代替再循環運転及び高圧代替再循環運転に係る手順については、「技術的能</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、格納容器内自然対流冷却に係る手順については、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策に用いる重大事故等対処設備として、大容量ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ（B、海水冷却式）、格納容器サンプB、A格納容器循環冷暖房ユニット等々が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について」において整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>RCP シール LOCA が発生しない場合の安定停止状態に向けた対策である蒸気発生器による炉心冷却については、「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策に用いる重大事故等対処設備として、電動補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁、送水車、軽油用ドラム缶等々が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の長期的な冷却については①に示すとおり、低圧代替再循環運転及び高圧代替再循環運転と格納容器内自然対流冷却を併せて実施すること、蒸気発生器による炉心冷却を実施することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。原子炉格納容器の冷却については、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立することで閉じ込め機能を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.2.18～19）において、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、原子炉安定停止状態として、「1次冷却材圧力 0.7MPa[gage]及び温度 170℃の保持並びに1次冷却系保有水量維持」する状態としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>① 蒸気発生器での冷却に係る計装設備を確認。 ② 代替炉心注入による炉心の冷却に係る計装設備を確認。 ③ 格納容器内自然対流冷却並びに低圧代替再循環運転及び高圧代替再循環運転に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 蒸気発生器での炉心冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度(広域)、1次冷却材圧力、蒸気発生器狭域水位等々が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心冷却に係る計装設備として、余熱除去クーラ出口流量、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料取替用水タンク水位等々が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却並びに低圧代替再循環運転及び高圧代替再循環運転に係る計装設備として、格納容器内温度、余熱除去クーラ出口流量、格納容器サンプB広域水位、格納容器内広域圧力等々が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>① 低圧代替再循環運転及び高圧代替再循環運転への切替条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① RCP シール LOCA が発生する場合の初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件として、燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%になれば、格納容器サンプB広域水位計指示 59%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策へ切り替える条件が明確となっていることを確認した。また、高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、準備が完了後、原子炉格納容器内温度が 110℃に到達すれば、ダクト開放機構が自動的に作動することを確認した。なお、RCP シール LOCA が発生する場合には、蒸気発生器での炉心冷却を継続するため、初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件はないが、蒸気発生器による炉心の長期冷却を行う上で必要なタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替は、1次冷却圧力計指示 0.7MPa [gage] 維持以降に行うとしていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による代替炉心注水 ・ 原子炉補機冷却機能復旧

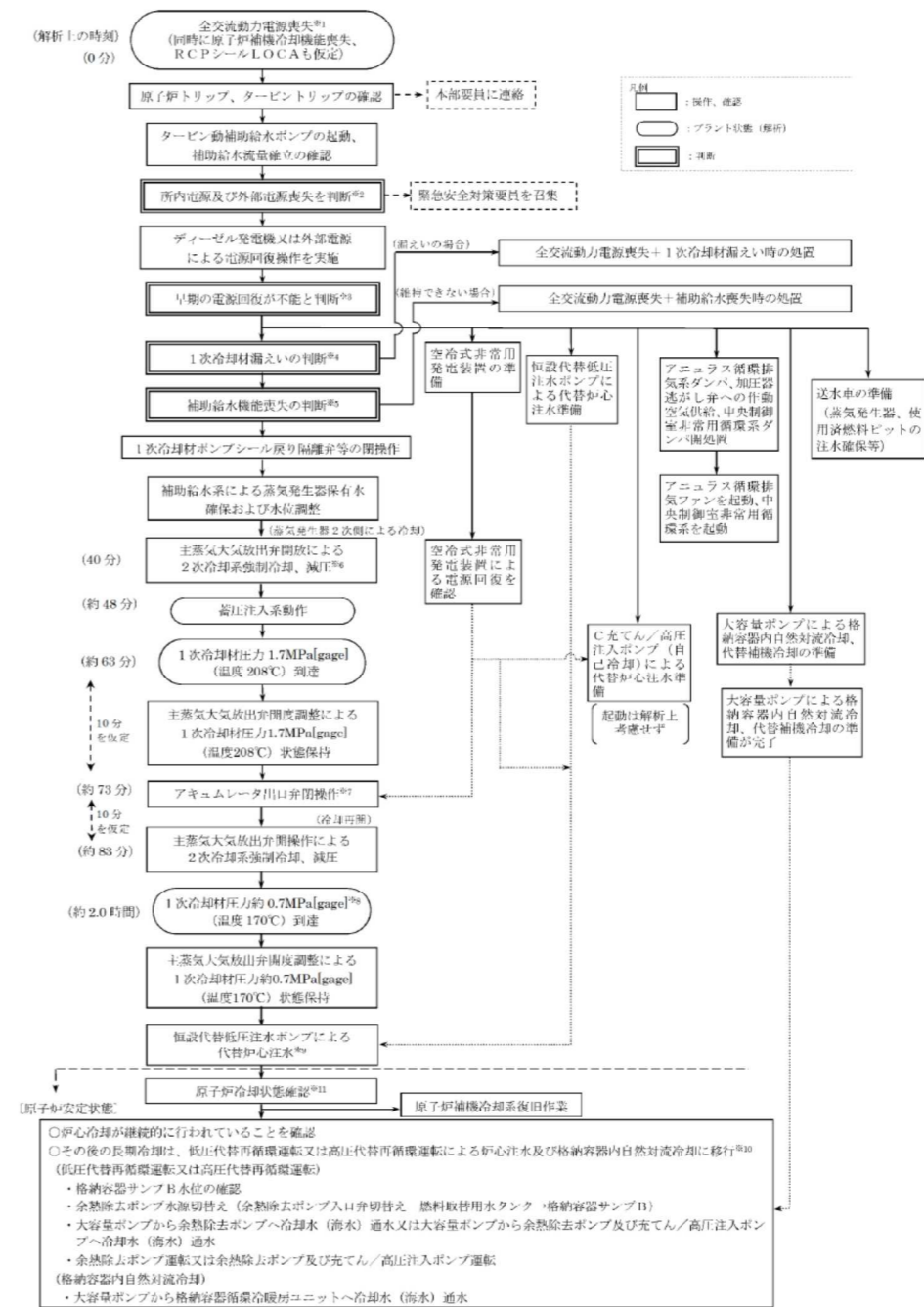
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>・ アニュラス循環排気ファンの起動</p> <p>② 有効性評価上は期待しないが、C充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水に係る手順については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。原子炉補機冷却系の復旧（代替補機冷却）に係る手順については、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等」において整備されていることを確認した。アニュラス循環排気ファンの起動に係る手順については、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」において整備されていることを確認した。また、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、本重要事故シーケンスで挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第 7.1.2.1 表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録 1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙第 1 表 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較」において、代替電源設備、代替 RCP シール注水、炉心冷却、炉心注水、最終ヒートシンク、給水源、原子炉格納容器冷却の各項目において、米国・欧州での対策との比較を行っており、高浜発電所 1 号、2 号、3 号及び 4 号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 2 次冷却系強制冷却、充てん/高圧注入ポンプ(C、自己冷却式)による代替炉心注水に関連する設備として、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気大気放出弁、充てん/高圧注入ポンプ(C、自己冷却式)等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連する A 格納容器冷暖冷暖房ユニット、大容量ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ(B、海水冷却式)等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確</p>	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.1.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」の事象進展）」及び「第 7.1.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>-----</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないものを含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認：すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h あることにより、補助給水流量の確立を確認</p> <p>1次冷却材の漏えいの兆候がある：加圧器水位及び加圧器圧力の低下、原子炉格納容器内圧力及び温度の上昇、格納容器内サンプルA及びB水位上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材の漏えいを判断</p> <p>蒸気発生器への補助給水がある：すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h あることにより判断</p> <p>1次冷却系温度・圧力の維持判断：アキュムレータの窒素が1次冷却系に混入するのを防止するため、1次冷却材圧力系指示 1.7MPa[gage]で温度、圧力を維持</p> <p>アキュムレータ出口弁閉止判断：1次冷却材圧力計指示が安定（1.7MPa[gage]到達）すればアキュムレータ出口弁を閉止</p> <p>補助給水流量の調整判断：蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持</p> <p>1次冷却系温度・圧力の維持判断：タービン動補助給水の運転継続可能な圧力に余裕をみた1次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage]で維持</p> <p>高圧再循環運転への切替判断：燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達及び格納容器サンプルB水位（広域）指示 59%以上を確認し、充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による代替炉心注水から充てん/高圧注入ポンプ（B、海水冷却式）による低圧代替再循環運転及び高圧代替再循環運転に切り替えて炉心へ注水</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p>	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートにおいて、具体的な作業項目、事象進展と経過時間、必要な要員について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等」、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による代替炉心注水や原子炉補機冷却水系の復旧等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

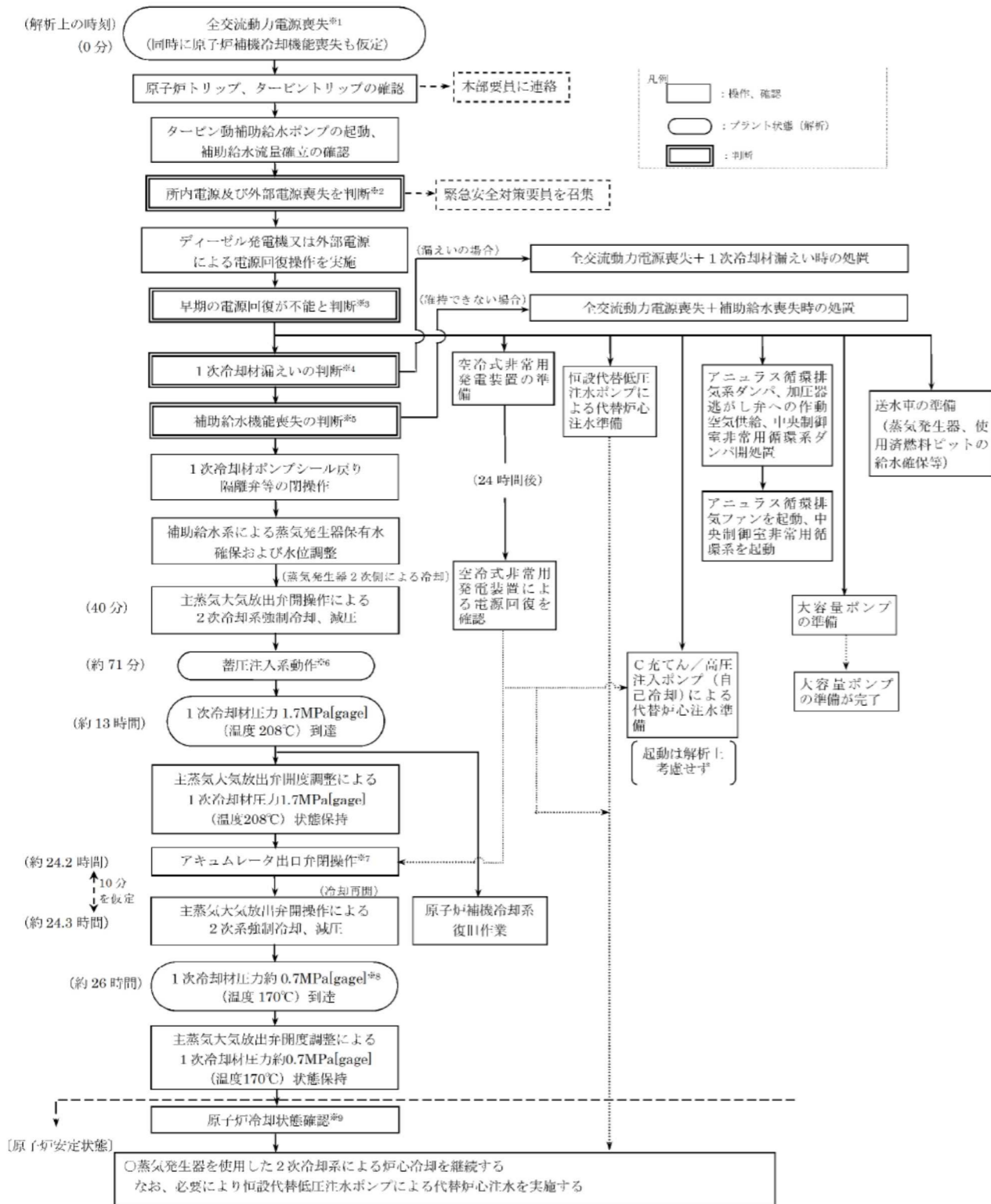


第 7.1.2.1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図



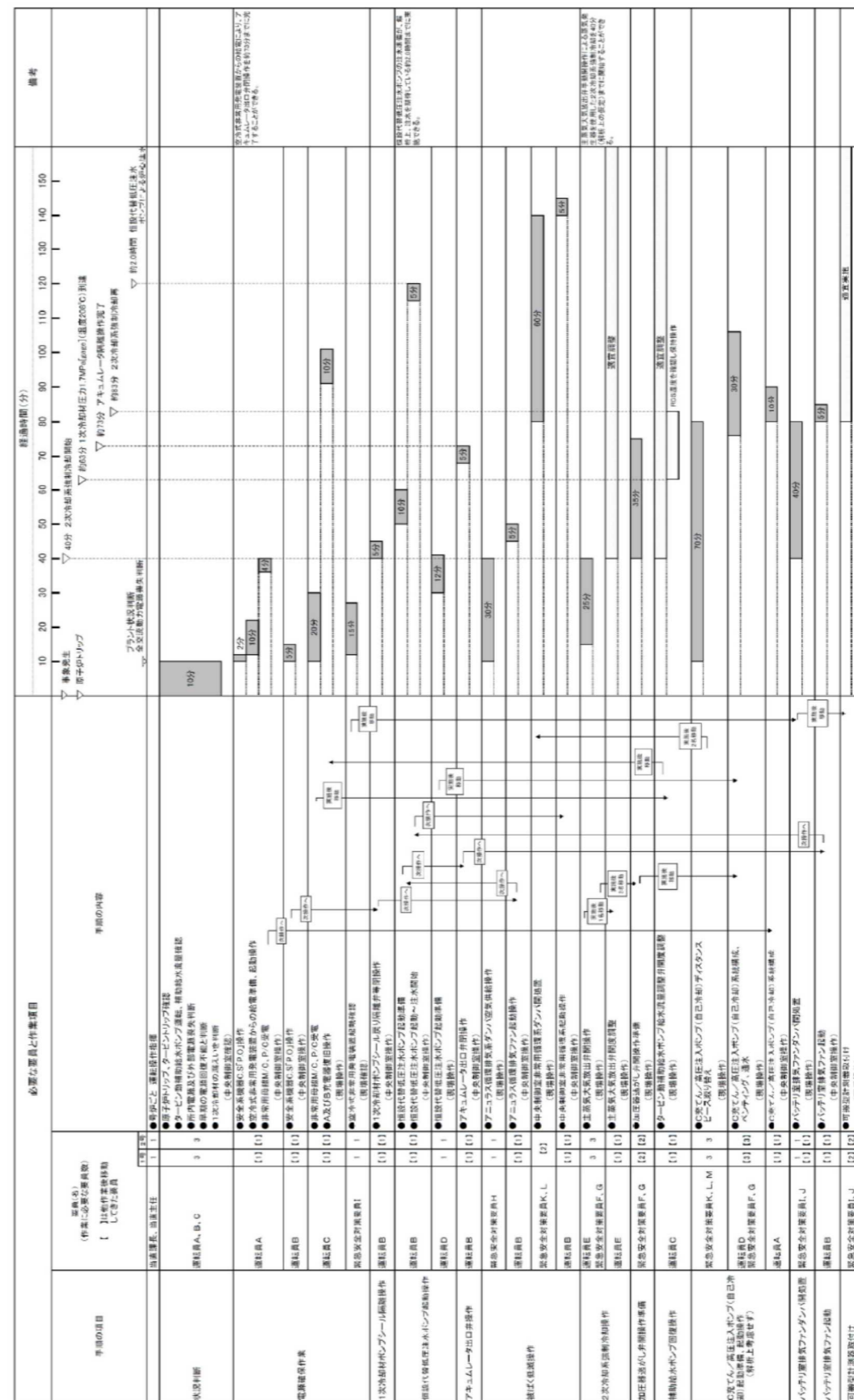
第 7.1.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

（「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」の事象進展）



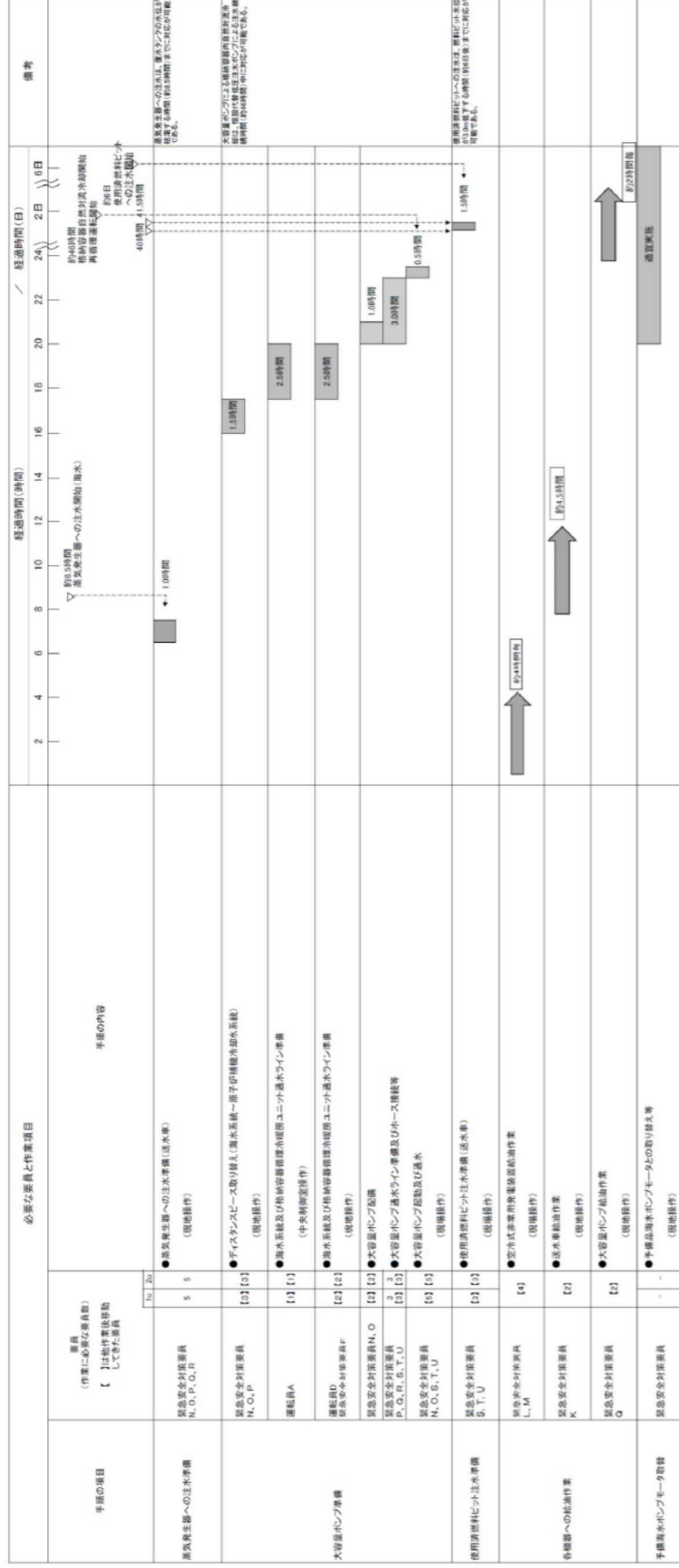
※1：非常用直流系統は使用可能。
 ※2：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
 ※3：中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施できない場合。
 ※4：漏えいの確認は以下で確認。
 ・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプA及び格納容器サンプB水位、格納容器内エアモニタ
 ※5：すべての補助給水流量計指示の合計が75m³/h以上。
 ※6：2次冷却系強制冷却による1次冷却材圧力の減圧も加わり、蓄圧注入系からの注水が開始される。
 ※7：アクキュレータのN₂ガス放出圧力（1.2MPa[gage]）に裕度0.5MPa[gage]を加算した1.7MPa[gage]にてアクキュレータ出口弁を閉じる。
 閉操作に10分を仮定。
 ※8：2次冷却系強制冷却、減圧中に1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力に到達した時点で吹き止まる。
 ※9：1次冷却材温度により冷却状態を確認する。

第 7.1.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

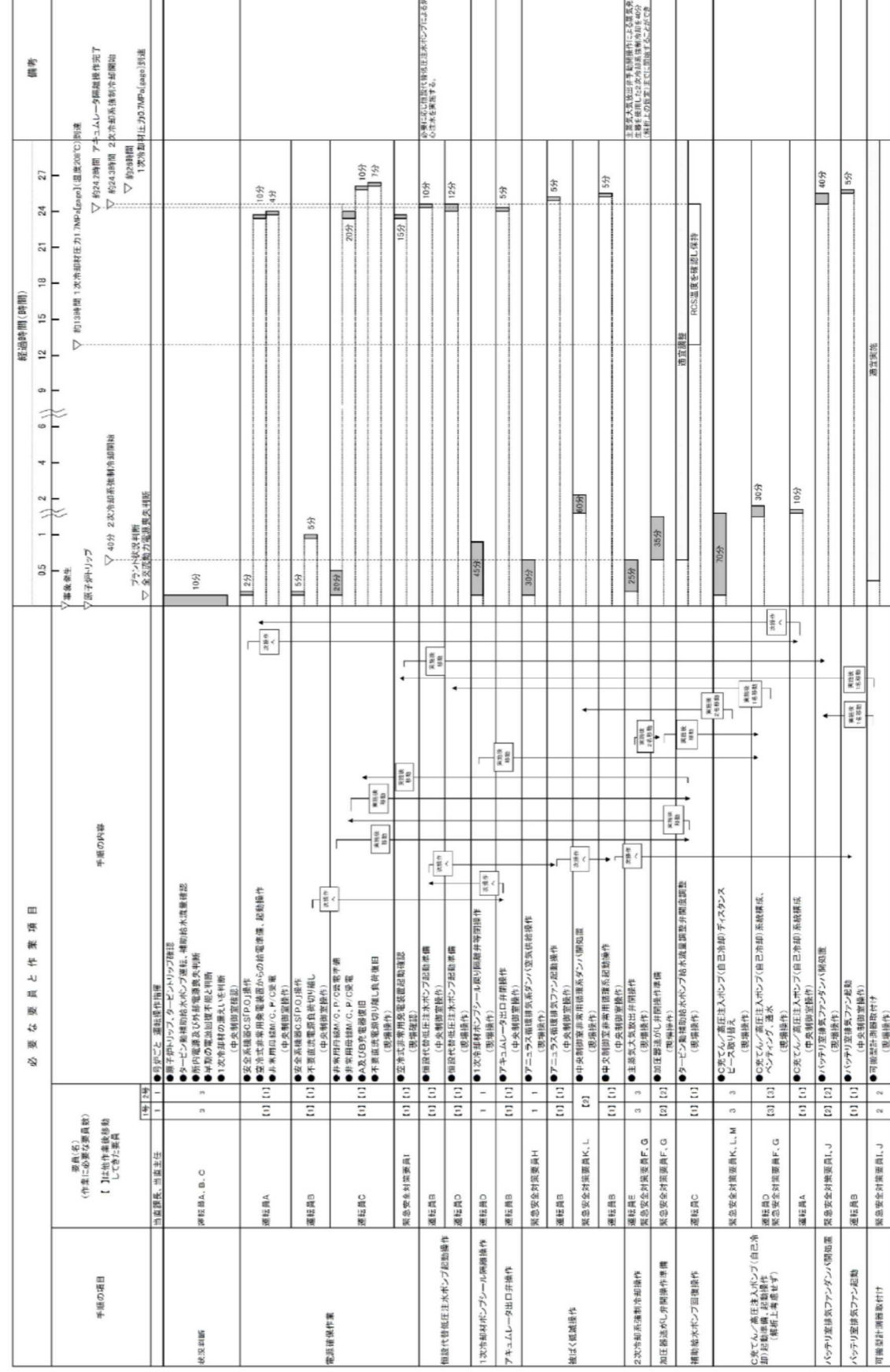


上記要員に加え、本図に示した作業項目に必要に応じて他の要員も参加する。また、運転員が作業項目に示した作業項目に必要に応じて他の要員も参加する。

第 7.1.2.5 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間 (外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シー ル L O C A) (1/2)



第 7.1.2.5 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間
 (外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCCS 冷却機能喪失) (2/2)



第 7.1.2.6 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間
 (外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失) (1/2)

手続の項目	必要な要員と作業項目		手続の内容	所要時間(日)	備考
	要員 (作業に必要な要員数) 【 1】他作業並行動 として要員	作業項目			
蒸気発生器への注水準備	【1】 2名			約1.5時間 蒸気発生器への注水開始(濁水)	
	緊急安全対策要員 N, O, P, Q, R	5 5 (複数操作)	●蒸気発生器への注水準備(濁水等) (複数操作)	約1.5時間 400kg/1.5時間 ▽	蒸気発生器への注水準備(濁水等)は、緊急安全対策要員が作業を行う必要がある。作業中は、蒸気発生器の注水準備が完了するまで、監視を行う必要がある。
大容量ポンプ準備	緊急安全対策要員 N, O, P	【3】 【2】	●フィクスドベース取り替え(濁水系統)→原子炉補機等取水系統) (複数操作)	1.5時間	大容量ポンプは、蒸気発生器の注水準備が完了するまで、監視を行う必要がある。
	運転員A	【1】 【1】	●濁水系統及び他同容量機器取水準備 (中容量調整操作)	2.5時間	
	運転員D 緊急安全対策要員F	【3】 【2】	●濁水系統及び他同容量機器取水準備ユニット濁水システム準備 (複数操作)	2.5時間	
	緊急安全対策要員H, O 緊急安全対策要員 P, Q, R, S, T, U	【1】 【2】 3 3 【1】 【2】	●大容量ポンプ配管 ●大容量ポンプ濁水ライン準備及びホース接続等 ●大容量ポンプ配管及び濁水 (複数操作)	1.0時間 3.0時間 0.5時間	
	緊急安全対策要員 S, T, U	【3】 【2】	●使用済燃料ピット注水準備(濁水等) (複数操作)	1.5時間	使用済燃料ピット注水準備(濁水等)は、蒸気発生器の注水準備が完了するまで、監視を行う必要がある。
蒸気発生器への注水作業	緊急安全対策要員 L, M	【4】	●緊急安全対策用蒸気発生器配管操作 (複数操作)	約4時間	
	緊急安全対策要員 K	【2】	●注水準備操作 (複数操作)	約1.5時間	
	緊急安全対策要員 Q	【2】	●大容量ポンプ配管操作 (複数操作)	約1.5時間	大容量ポンプは、蒸気発生器の注水準備が完了するまで、監視を行う必要がある。
手続済ポンプ一斉動作	緊急安全対策要員	-	●手続済ポンプ一斉動作の取り替え等 (複数操作)	約1時間	

第 7.1.2.6 図 全交流動力電源喪失の作業と所要時間
(外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失) (2/2)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

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

(2) 有効性評価の条件

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>ii. RCP 全台のシール部からの原子炉冷却材の漏えいを仮定する。</p> <p>iii. 全交流動力電源喪失に伴うサーマルバリアの冷却機能及びシール水注入機能喪失を仮定し、RCP シール部からの原子炉冷却材の漏えい率を設定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 非常用高圧母線へ給電する代替交流動力電源を確保し、高圧注入系及び格納容器スプレイ系等による炉心冷却機能及び原子炉格納容器冷却機能を確保</p> <p>ii. RCP への代替シール水注入による原子炉冷却材漏えい量の停止</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>③ RCP シール部からの漏えいや LOCA を想定する場合は、漏えい率の根拠が示されていることを確認</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとし、安全機能の喪失として、非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失することを確認した。</p> <p>② 「第7.1.2.2表「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA）」、「第7.1.2.3表「全交流動力電源喪失の主要解析条件（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱、1次冷却材圧力/平均温度、安全機能の喪失に対する仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>③ RCP シール LOCA が発生する場合、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において1台当たり約109m³/hとし、3台からの漏えいとする。RCP シール LOCA が発生しない場合については、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において1台当たり約4.8m³/hとし、3台からの漏えいとすることを確認した。また、RCP シール LOCA が発生する場合の RCP シール部からの漏えい率については、480gpm/台（約109m³/h/台）を用いており、この漏えい率は、高浜1/2号炉に設置されている RCP のメーカーが開発した PRA モデルで用いられているものであり、米国 NRC によって妥当性が確認されていること、及び、保守的にラピンス部の流路抵抗のみを考慮し、臨界流モデルで評価した漏えい率が使用値よりも小さいことから、保守的な設定であることを確認した。また、RCP シールが健全である場合の RCP シール部からの漏えい率は RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した値（評価値は4.5m³/h）を上回る値を設定していることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料7.1.2.11 1次冷却材ポンプシール部からの漏えい率について」において、SBO 時の RCP シールからの漏えい率の評価モデルについて示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料7.1.2.12 RCP シール部からの漏えい量による炉心露出への影響」において、ループシールによって炉心露出が起こるメカニズムについての説明が示されている。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評</p>	<p>(i) 機器条件として、アキュムレータ保有水量は、最小保有水量29.0m³/基を用いる。RCP シール LOCA が発生する場合には、代替炉心注水流量として恒設代替低圧注水ポンプの注水流量30m³/hを用いる。これは、1次冷却系圧力0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して1次冷却系の保有水量の維持が可能な流量である。RCP シール LOCA が発生しない場合、1次冷却材の漏えい停止圧力は、RCP</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p>	<p>封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage] を用いることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.1.2.2 表「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA）」、「第 7.1.2.3 表「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定期理由については、以下に示されるとおりであることを確認した。</p> <p>原子炉トリップ信号：1次冷却材ポンプ電源電圧低（定格値の 65%、応答時間 1.2 秒）（トリップ設定値に計器誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定し、検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定）</p> <p>タービン動補助給水ポンプ：タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定（事象発生 60 秒後に注水開始）、注入流量は、タービン動補助給水ポンプ 1 台運転時に、3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量の合計から (75m³/h) 設定</p> <p>主蒸気大気放出弁：定格ループ流量の 10%/個を設定</p> <p>アキュムレータ：炉心への注水のタイミングを遅くする観点及び 1 次冷却系への注水量を少なくする観点で、最低保持圧力及び最低保有水量（4.04MPa[gage]、29.0m³/基）として設定</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ：想定する漏えい流量に対して、1 次冷却材圧力 0.7MPa[gage] 到達時点で代替炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量（30m³/h）として設定</p> <p>RCP シール部からの漏えい停止圧力：RCP 封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力（0.83MPa[gage]）を基に設定。</p> <p>補足説明資料「添付資料 7.1.2.13 全交流動力電源喪失時におけるアキュムレータ初期条件の設定の影響について」において、アキュムレータの初期保有水量についての感度解析の結果が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（全交流動力電源喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を確認。 ・ 主蒸気逃がし弁1個当たりの流量を確認。 ・ アキュムレータの初期保持圧力、保有水量の設定値とその考え方を確認。 ・ 充てんポンプ（自己冷却式）の注水流量とその考え方を確認。 ・ RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力を確認。 	
<p>（ii）有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している外部電源、非常用所内交流電源及び原子炉補機冷却系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件の設定は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>電源確保作業：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員2名、現場対応は運転員等1名であり、現場での受電準備・受電操作に20分、中央制御室での受電準備・受電操作に20分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、空冷式非常発電装置の起動、系統構成等は中央制御室にて運転員等1名が約25分で、RHRS-CSS 連絡ラインの電動弁電源投入を現場の運転員等1名により、約12分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容とほぼ同等の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>2次系強制冷却：「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の操作の成立性において、主蒸気大気放出弁の機能回復（現場手動操作）は、現場の運転員等3名の対応で2次系強制冷却開始まで約25分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と同等の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>RCP シール戻り隔離弁等閉操作：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、RCP シール戻り隔離弁等の格納容器隔離弁等の閉止は、現場の運転員等2名の対応で閉止まで3.5時間と想定しており、有効性評価においても上記の作業内容が整理されている（第7.1.2.1表f. 隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。）ことを確認した。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による代替炉心注水（有効性評価上、考慮しない操作）：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員等1名、現場対応は運転員等3名及び緊急安全対策要員3名であり、現場での資機材準備に5分、ディスタンスピース取替等に50分、中央制御室での系統状態確認、系統構成に20分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と同等の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>燃料補給：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、大容量ポンプは緊急安全対策要員2名が約2.3時間、送水車は、緊急安全対策要員2名が約45分で実施することを想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。また、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>において、空冷式非常用発電装置は、緊急安全対策要員2名が約2.4時間で実施することを想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>海水を用いた復水タンクへの補給：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、海水を水源とする送水車による復水タンクへの補給は、現場にて緊急安全対策要員5名で、取水ポンプ、ホース等送水車廻り配置及び送水ホース敷設、復水タンク接続口取付けに40分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水操作：「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」において、本操作に係る要員は、中央制御室の緊急安全対策要員1名、現場対応は運転員等2名及び緊急安全対策要員16名であり、海水系及び原子炉補機冷却系通水ライン準備に2.5時間、大容量ポンプ起動及び通水に0.5時間等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピットへの注水操作：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」1.11.2.1(7)において、緊急安全対策要員5名により作業を実施し、現場でのホース敷設、接続に70分、注水準備、送水車起動に40分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と同等の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>被ばく低減操作（有効性評価上、期待しない操作）：「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員数は、中央制御室対応は運転員等1名、現場対応は運転員等1名であり、現場での代替空気供給操作に15分、起動操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と同等の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、2次系強制冷却の開始時間は、主蒸気大気放出弁の手動による開操作等に必要な時間を考慮し、事象発生から40分後とする。その後、1次冷却材温度約208℃（1次冷却系圧力が約1.7MPa[gage]）に到達した段階でその状態を維持する。代替交流電源が利用できるまでの時間は、RCPシールLOCAが発生する場合には60分とし、RCPシールLOCAが発生しない場合には24時間とする。アキュムレータ出口弁を閉止する時間は、1次冷却系圧力約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源が利用できるまでの時間から10分後とする。2次系強制冷却の再開時間は、アキュムレータ出口弁の閉止から10分後とする。その後、1次冷却材温度約170℃（1次冷却系圧力が約0.7MPa[gage]）に到達した段階でその状態を維持する。また、RCPシールLOCAが発生する場合、代替炉心注水の開始時間は1次冷却系圧力が約0.7MPa[gage]に到達した時点とすることを確認した。また、実際には行うが有効性評価上は期待しない充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による代替炉心注水操作における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間としていることを確認した。（運転員1名、現場にて運転員等3名及び緊急安全対策要員3名、所要時間約90分）</p> <p>③ 2次系強制冷却操作の開始時間は主蒸気大気放出弁の現場開操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、解析上は事象発生後の40分後としており、本操作の時間余裕の評価を実施することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動として、第7.1.2.13図、第7.1.2.33図にあるとおり、起因事象の発生によりRCPがトリップすることでループ流量（RCP停止により間接的に起因事象の発生を確認）が低下していることを確認した。また、第7.1.2.7図、第7.1.2.28図第7.1.2.11図、第7.1.2.32図にあるとおり、全交流動力電源喪失に伴って、RCPシールLOCAあるいは漏えいが発生し、1次冷却材圧力が低下傾向を示していることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.2.18、19、22図、第7.1.2.37、38、41図にあるとおり、2次側圧力が低下していること、連続的な主蒸気大気放出弁流量が確認できること、主蒸気大気放出弁の開放に伴う主蒸気大気放出弁流量の増加に追従して補助給水流量が増加していることから、2次系強制減圧が実施されているこ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ループ流量（RCP 停止により間接的に起因事象の発生を確認） <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁流量 ・ 補助給水流量 ・ 炉心注水流量 ・ 原子炉格納容器温度（再循環ユニットダクト開放温度の確認） <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次系圧力 ・ 崩壊熱と2次系除熱量のバランス ・ 1次系圧力 ・ 1次系温度 ・ 原子炉容器水位と燃料被覆管温度 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 	<p>とを確認した。また、第7.1.2.11図において恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注入量（約8kg/s→約30m³/h）が確認できることから、RCP シール LOCAがある場合には恒設代替低圧注水ポンプにて代替炉心注水が行われていることを確認した。第7.1.2.7、10、28、31図にあるとおり、2次系強制減圧により1次冷却材圧力が低下し、アキュムレータ作動圧力に達するとアキュムレータのからの注水が開始していることを確認した。第7.1.2.26、27図8にあるとおり、原子炉格納容器雰囲気温度が約110℃に達した以降は原子炉格納容器内圧力、雰囲気温度の上昇は抑制されていることから、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立していることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.2.7、8、9、18、23図及び第7.1.2.28、29、30、37、42図にあるとおり、事象発生から約2時間までは、2次系強制減圧により2次冷却系除熱量が炉心崩壊熱量を上回っていることから、1次冷却材圧力、温度が低下していることを確認した。これに伴い、RCP シール部からの漏えい量が低減されているとともにアキュムレータの作動によって、1次冷却系保有水量の減少が抑制されていることを確認した。第7.1.2.16図にあるとおり、RCP シール LOCAがある場合には恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により原子炉容器水位はTAF以上を維持していること、第7.1.2.17図に示すとおり、これにより燃料被覆管は有意な温度上昇は見られないことを確認した。第7.1.2.35図にあるとおり、RCP シール LOCAが発生しない場合には、RCP シール部からの漏えいにより原子炉容器水位は低下するがTAF以上を維持することから、燃料被覆管の有意な温度上昇は見られないことを確認した。なお、2次系強制冷却により1次冷却系圧力が約0.83MPa [gage]に到達した以降は漏えいが停止する。第7.1.2.26、27図にあるとおり、原子炉格納容器温度が110℃に達した以降は原子炉格納容器内圧力、雰囲気温度の上昇は抑制されていることから、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立していることを確認した。また、第7.1.2.11、12図にあるとおり、RCP シール部からの質量流量と漏えいのクオリティの関係等、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料7.1.2.17全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について」の補足において、原子炉格納容器圧力及び雰囲気温度の長期傾向に対するMAAPコードとM-RELAP5/COCOコードとの結果比較が示されている。</p>
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	
<p>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、RCP シール LOCAが発生する場合の評価項目となるパラメータについては、<u>全交流動力電源喪失の発生後、RCP シール LOCAにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧及び代替炉心注水を行うことにより、PCTは約390℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa [gage]に抑えられる。RCP シール LOCAにより、1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.180MPa [gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約110℃に抑えられる</u>ことを確認した。また、RCP シール LOCAが発生しない場合の評価項目となるパラメータについては、<u>全交流動力電源喪失の発生後、交流動力電源を必要とする安全機能を有する系統及び機器の機能が喪失するが、RCP シール LOCAが発生しないことから、事象初期の1次冷却系の圧力の低下及び保有水量の減少は、RCP シール LOCAが発生する場合に比べて緩やかとなる。2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧により、蓄圧注入系が作動し、1次冷却系の保有水量が回復することでPCTは約390℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa [gage]に抑えられる。原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量は、RCP シール LOCAが発生する場合に比べて少ないことから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は小さなものにとどまり、その評価はRCP シール LOCAが発生する場合の評価に包絡される</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① RCP シール LOCAが発生する場合及び発生しない場合ともに炉心は冠水状態にあるため、評価期間を通じて燃料被覆管温度は、1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならないことを確認した。 ② RCP シール LOCAが発生する場合及び発生しない場合ともに1次冷却材圧力の最高値は16.2MPa [gage]に抑えられるため、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa [gage]）を下回っていることを確認した。 ③ RCP シール LOCAが発生する場合はRCP シール部からの1次冷却材の漏えいにより原子炉格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇するが、事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力（0.261MPa [gage]）及び最高使用温度（122℃）を下回る。その後は、蒸気発生器による炉心冷却、再循環運転を行い、事象発生約179時間後に原子炉格納容器温度が110℃に到達することにより格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>開始され、原子炉格納容器の除熱が確立することから原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されていることを確認した。RCP シール LOCA が発生しない場合は RCP シール部からの漏えい量が少ないため、これによる原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであることから RCP シール LOCA が発生する場合の結果で包絡できることを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。具体的には、第 7.1.2.17、36 図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である 2 次系強制冷却及び RCP シール LOCA が発生する場合には恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により、燃料被覆管の最高温度は 1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び 1 次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、RCP シール LOCA が発生する場合には、<u>高圧又は低圧代替再循環運転による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができる</u>こと、また、RCP シール LOCA が発生しない場合には、<u>交流動力電源の回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、2 次系強制冷却を継続することで原子炉を安定停止状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① RCP シール LOCA が発生する場合については、2 次系強制減圧及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水により炉心の冠水・冷却状態が維持されることから炉心は安定停止状態を維持できること、以降は高圧代替再循環運転、低圧代替再循環運転及び格納容器内自然対流冷却により長期的に炉心冷却を維持できることを確認した。RCP シール LOCA が発生しない場合については、炉心は冠水状態を維持するとともに 2 次系強制冷却により炉心の冷却が維持されることから炉心は安定停止状態を維持できること、以降は 2 次系強制減圧により 1 次冷却系圧力が 0.83MPa [gage] に到達すれば RCP シール部からの漏えいは停止し 1 次冷却系保有水量の減少は停止するとともに、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替により長期的に蒸気発生器での炉心冷却を行うことができることを確認した。なお、原子炉格納容器圧力及び雰囲気温度については RCP シール LOCA が発生しない場合は原子炉格納容器内への 1 次冷却材の移行量は少ないため、RCP シール LOCA が発生する場合の結果で包絡できることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

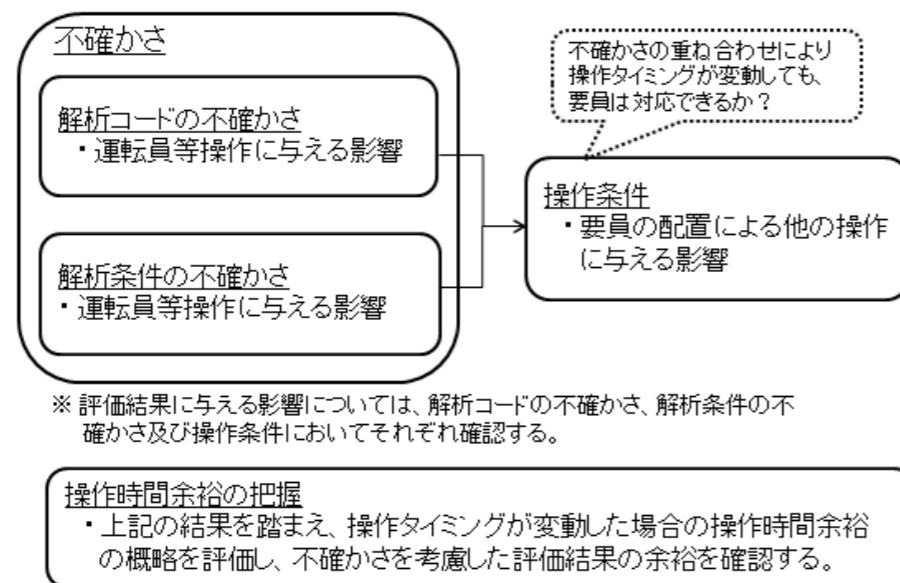
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(参考：解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p>(添付資料 6.7.1)</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象、起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生後の40分後に操作を行う2次系強制冷却、2次系強制冷却開始後の1次冷却材温度を指標に調整操作を行う1次冷却材温度維持、1次冷却材圧力を起点に操作を開始するアキュムレータ出口弁閉止、アキュムレータ出口弁閉止を起点に操作を開始する2次系強制冷却の再開、1次冷却材圧力を起点に操作を開始する恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3 m 低く評価する可能性があることを確認した。 ・ 1 次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性があることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1 次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2 次系強制冷却による減圧時に 1 次冷却材圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1 次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で 1 次冷却材圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達の不確かさとして、2 次系強制冷却による減圧時に 1 次冷却材圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ CVTR 試験との比較から、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器温度を約 20℃高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードが持つ不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却系における冷却材放出の不確かさを考慮した場合には 1 次冷却系の減温、減圧が遅くなるため、1 次冷却材温度及び圧力を起点としているアキュムレータ出口弁閉止等の開始が遅くなることを確認した。 ・ 1 次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさを考慮した場合には 1 次冷却材温度及び圧力は低くなることから、1 次冷却材温度及び圧力を起点としているアキュムレータ出口弁閉止等の開始が早くなることを確認した。 ・ 1 次冷却系における気液分離・対向流の不確かさを考慮した場合には、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、1 次冷却材圧力を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の開始が早くなる可能性があることを確認した。 ・ 蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達の不確かさを考慮した場合には、1 次冷却系の減温、減圧が速くなることから、1 次冷却材温度及び圧力を起点としているアキュムレータ出口弁閉止等の開始が早くなることを確認した。 <p>その他の不確かさについては、運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパ</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、M-RELAP5 を用いて RCP シール部からの漏えいについて解析した場合、試験データと比較して二相臨界流量を数十%多く評価する傾向がある。解析結果によれば、事象発生後の大部分の期間において、漏えい流は二相状態である。このため、実際の漏えい流量は解析結果よりも少なくなり、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性があることを確認した。 ・ 1 次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、Marviken 試験解析の結果から、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
ラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認	<p>での漏えい率を10%大きく若しくは小さく評価する可能性があることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次冷却材圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次冷却材圧力を0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次冷却材圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ CVTR 試験との比較から、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器温度を約20℃高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードが持つ不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m 低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ Marviken 試験解析の結果から、1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかし、初期の漏えい率が実機の設計漏えい率となるように入力で調整することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次冷却系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制され、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次冷却材圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系の減温、減圧が速くなり、1次冷却系温度及び圧力は低くなることにより、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次冷却材圧力を0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、1次系の減温、減圧が速くなるため、1次冷却材温度及び圧力は低くなる。よって、漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次冷却材圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次冷却系の減温、減圧が速くなることにより1次冷却材温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器の2次側保有水量が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器の自由体積が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びRCP シール部からの漏えい率並びに評価項目に対する余裕が小さくなるアキュムレータ初期保有水量について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下のとおり。なお、高浜1/2号炉は蒸気発生器2次側保有水量に1号炉は設計値、2号炉は標準値、原子炉格納容器自由体積に設計値に余裕を考慮した小さい値を用いている。（第7.1.2.2表「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA）参照。）</p> <p>① 炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件とした場合、実際に解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が速くなる。このため、主蒸気大気放出弁を用いた調整による1次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点としているアキュムレータ出口弁閉止等の開始が早くなることを確認した。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件のRCP シール部からの漏えい率を用いた場合、実際には解析条件として設定している漏えい率より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなる。このため、主蒸気大気放出弁を用いた調整による1次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点としているアキュムレータ出口弁閉止等の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 2号炉に対して、蒸気発生器の2次側保有水量を最確値を用いた場合は、解析条件で設定している保有水量より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、主蒸気大気放出弁を用いた調整による目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口弁閉止等の操作開始が遅くなるが、蓄圧注入により炉心の冠水状態は維持されるから、評価項目に影響のないことを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>全交流動力電源喪失事象など、RCPのトリップ後の1次冷却材の自然循環冷却に期待している場合には、この自然循環を阻害する可能性のあるアキュムレータ内の窒素ガスの混入を防止するため、アキュムレータ内の保有水量が全量注入される前に、アキュムレータ出口弁を閉止する。この場合、アキュムレータ内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、アキュムレータ内の初期の保有水量が少なく気相部の初期の体積が大きい方が、気相部圧力が持続しやすく、アキュムレータ出口弁を閉止するまでの炉心への注水量が多くなる。解析条件では、アキュムレータ保有水量に最小保有水量を設定しているため、アキュムレータ内の初期の気相部の体積が大きくなり、上記のとおり非保守的な設定となっている。そのため、この影響について、蓄圧注入系による炉心注水が行われている期間における1次冷却系の保有水量の観点から検討した。結果として、蓄圧注入系による炉心注水が行われている間、1次冷却系の保有水量は十分多く、これに対してアキュムレータ初期保有水量の設定の影響による炉心への注水量の減少はわずかであり、解析結果に与える影響は小さい</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、高浜1号炉は蒸気発生器2次側保有水量に設計値、2号炉は標準値、原子炉格納容器自由体積は1号炉、2号炉ともに設計値に余裕を考慮した小さい値を用いている。（第7.1.2.2表「全交流動力電源喪失」の主要解析条件（外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器の自由体積が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p>	<p>① 炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、実際には解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件の RCP シール部からの漏えい率を用いた場合、実際には解析条件として設定している漏えい率より小さくなるため、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ アクキュムレータの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期のアクキュムレータ気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次冷却系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、アクキュムレータの初期保有水量として最確条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次冷却系への注水量の観点から厳しくなるが、1次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達による安定状態維持時点の1次冷却系の保有水量（約68t）に対して、蓄圧注入期間中の1次冷却系の保有水量（約100t）が十分多いことから、アクキュムレータの初期保有水量の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。（添付資料7.1.2.13 別紙1参照）</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性については、本重要事故シーケンスよりも原子炉格納容器内に大きなエネルギーが放出される「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な原子炉格納容器の除熱は可能であることを確認した。</p> <p>⑤ 2号炉に対して、蒸気発生器の2次側保有水量を最確値とした場合は、解析条件で設定している保有水量より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、主蒸気大気放出弁を用いた調整による目標到達時間や1次冷却材温度及び圧力を起点とするアクキュムレータ出口弁閉止等の操作開始が遅くなる。このため、1次冷却系保有水量の低下が大きくなるが、蓄圧注入により炉心の冠水状態は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>⑥ 該当なし。 補足説明資料（添付資料7.1.2.20 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、2次系強制冷却操作を必要とするタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは遅くなる可能性があるが、この操作は現場で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 現場における2次系強制冷却、中央制御室におけるアキュムレータ出口弁の閉止及び恒設代替低圧注水ポンプの起動は、それぞれ別の運転員による操作を想定しており、また、1次冷却系の温度維持及び減温、減圧は、運転員による主蒸気大気放出弁の開度調整を行うことにより現場の操作開始時間も確保できるため、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 2次系強制冷却、アキュムレータ出口弁の閉止及び恒設代替低圧注水ポンプの操作を行う要員は専任であり、前後の作業や重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 事象発生の40分後又はアキュムレータ出口弁閉止を起点とする2次系強制冷却による1次冷却材温度維持については、運転員の主蒸気大気放出弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はないとしていることを確認した。アキュムレータ出口弁閉止については、1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]にてアキュムレータ出口弁を閉止すること及び1次冷却材圧力は主蒸気大気放出弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>アキュムレータ出口弁閉止後の2次系強制冷却再開については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が速くなると、主蒸気大気放出弁を用いた調整による目標到達時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。また一方で、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさ、RCPシール部からの漏えい率等の不確かさにより1次冷却系からの漏えい量が少なくなると主蒸気大気放出弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅れ評価結果に影響を及ぼすと考えられるが、本操作の操作時間余裕については、「(3)操作時間余裕の把握」にて確認している。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水については、アキュムレータ出口弁閉止後の2次系強制冷却再開と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心へ注入するタイミングが早くなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、代替炉心注水の開始が遅れた場合の操作時間余裕については、「(3)操作時間余裕の把握」にて確認している。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 蓄圧タンク出口弁の閉止操作の時間余裕を確認。</p> <p>③ 充てんポンプによる代替炉心注水操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 2次系強制冷却操作、アキュムレータ出口弁の閉止操作及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の操作開始時間余裕が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 解析条件では、RCP シール部からの漏えい率に保守的な（大きめの）値を設定（3. (2) 参照。）しているため、1次冷却材の漏えい流量を多めに、かつ、1次冷却系の圧力及び温度低下が速めに解析されている。このため、実際は1次冷却系の圧力及び温度を起点とした運転員操作である2次系強制冷却操作を必要とするタイミングが遅くなる可能性があり、この影響を確認するため、2次系強制冷却の開始時間を20分遅らせた場合の解析を実施した。結果として、炉心が露出することなく、燃料被覆管温度の上昇もないことから、解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的には、2次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却の開始を20分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、1次冷却系の減温、減圧が遅くなることにより、1次冷却系からの漏えい量が多くなり、1次冷却系保有水量の減少が早くなるが、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕がある。このため、操作時間余裕として事象発生から約60分（解析条件では、2次系強制減圧操作は事象発生から40分後より開始するものとしている。）は確保できることを確認した。</p> <p>② アキュムレータ出口弁閉止の操作時間余裕としては、1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]からアキュムレータ内の窒素が1次冷却系内に注入される圧力1.2MPa[gage]に達するまでの時間を、1次冷却材圧力が約1.7MPa[gage]到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達から12分程度は確保できることを確認した。（添付資料7.1.2.15参照）</p> <p>③ また、上記と同様に代替炉心注水の開始時間が遅くなる可能性があるため、1次冷却系の保有水量の低下率と炉心の露出に至る可能性がある保有水量との関係から、代替炉心注水の開始に関する時間的余裕について検討した。概算評価によると約2時間の遅れの範囲内では解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の操作時間余裕としては、1次冷却系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量に減少するまでの時間を、1次冷却材圧力が2次系強制冷却再開時点のまま維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次冷却材圧力約0.7MPa[gage]に到達した時点から2時間程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料7.1.2.21 全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）の感度解析について」において、2次系強制冷却操作の開始時間についての感度解析の結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は1号炉及び2号炉については50名、3号炉及び4号炉については70名であり、合計119名（全体指揮者1名は共通）である。これに対して、重大事故等対策要員は170名であり対応が可能である。なお、解析では復旧を期待していないが、長期的な対策として原子炉補機冷却機能等の復旧作業は、緊急安全対策要員等で対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、複数号機同時発災の場合においても、必要な重大事故等対策要員を確保できていることから、対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、本重要事故シーケンスの最大電源負荷は約1,439kW（2号炉は約1,642kW）であり、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kWを超えないため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として1号炉は約1,439kW（2号炉は約1,642kW）負荷が必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kWにて電源供給が可能であることを確認した。また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切り離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、2次系強制冷却を継続して実施するためには、蒸気発生器2次側への注水の継続が必要となり、その水源は復水タンク（513m³）である。この復水タンクへの補給を行わない場合、事象発生から約8.5時間後に枯渇すると評価している。これに対して、それまでの間に、海水を取水源として復水タンクへの補給を開始することで、対応が可能である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位となるまでの水量（1325m³）の使用を考慮し、事象発生後約46.1時間の注水継続が可能である。事象発生約39時間以降（第7.1.2.26図より再循環切替時間参照）は、格納容器サンプBを水源とした高圧代替再循環運転又は低圧代替再循環運転による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。また、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンク枯渇までの水量約513m³の使用を考慮し、事象発生後約8.5時間の注水継続が可能である。約8.5時間までに、送水車による復水タンクへの補給を行うことで対応可能であることを確認した。復水タンクへの補給は海水を取水する。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>燃料として、空冷式非常用発電装置等の7日間の運転継続に必要な重油量の合計は約188.5kLであり、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された使用可能な重油量360kLで対応が可能である。また、送水車の7日間の運転継続に必要な軽油量は、約12,848Lであり、発電所内に備蓄された軽油量約14,000Lで対応が可能である</u>ことを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

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

原子炉補機冷却機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.3-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.3-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.3-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.3-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.3-12
(1) 有効性評価の方法	2.3-12
(2) 有効性評価の条件	2.3-14
(3) 有効性評価の結果	2.3-17
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.3-20
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.3-22
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.3-23
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.3-23
b. 操作条件	2.3-25
(3) 操作時間余裕の把握	2.3-26
4. 必要な要員及び資源の評価	2.3-27
5. 結論	2.3-29

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉補機冷却機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）													
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における事故シーケンスは、以下のとおりであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」 「原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 LOCA が発生する事故」 <p>なお、本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは上記の他に「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」も含まれる（付録1 第1-3表参照）が、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策の有効性評価（格納容器破損モード「格納容器過温破損」）で考慮することを確認した。</p> <p>（補足説明資料 第6.2.2表 抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1175 831 2522 1058"> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">(c)</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">原子炉補機冷却機能喪失</td> <td style="text-align: center;">○ 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ +空冷式非常用 発電装置</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> </table>	(c)	原子炉補機冷却機能喪失	○ 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ +空冷式非常用 発電装置	高	高	高	高	原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	高	中	中	低
(c)	原子炉補機冷却機能喪失			○ 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA		2次冷却系強制冷却 +恒設代替低圧 注水ポンプ +空冷式非常用 発電装置	高	高	高	高				
		原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	高	中	中		低							

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮すると事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスと同一となる。重要事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」の重大事故等の有効性評価は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の中で確認したことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」と共通する事項を省略し、本事故シーケンスグループ特有の事項を中心に記載した。このため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」で確認した項目については、確認結果の欄に、「事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉補機冷却システムがその機能を喪失した後、RCP シール LOCA が発生する。RCP シール LOCA により、1 次冷却系の保有水量が減少するが、原子炉補機冷却システムによる冷却が必要な ECCS による炉心注水ができず、保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に 1 次系冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水並びに 1 次冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなるとともに、補機冷却を必要とする制御用空気供給機能が喪失することにより中央制御室からの主蒸気大気放出弁操作による 1 次冷却系の減温、減圧ができなくなる。また、RCP シール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えい、加圧器逃がし弁又は安全弁からの 1 次冷却材の漏えいにより 1 次冷却系の保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、2 次系を強制的に減温・減圧することにより 1 次冷却系を減温・減圧するとともに、原子炉補機冷却システムによる冷却が不要な代替ポンプにより炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある</u>ことを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、1 次冷却系を減温・減圧する機能、炉心への注水機能であり、具体的な初期の対策として、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気大気放出弁を用いた 2 次系強制冷却により 1 次冷却系を減圧・減温するとともに代替炉心注水により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

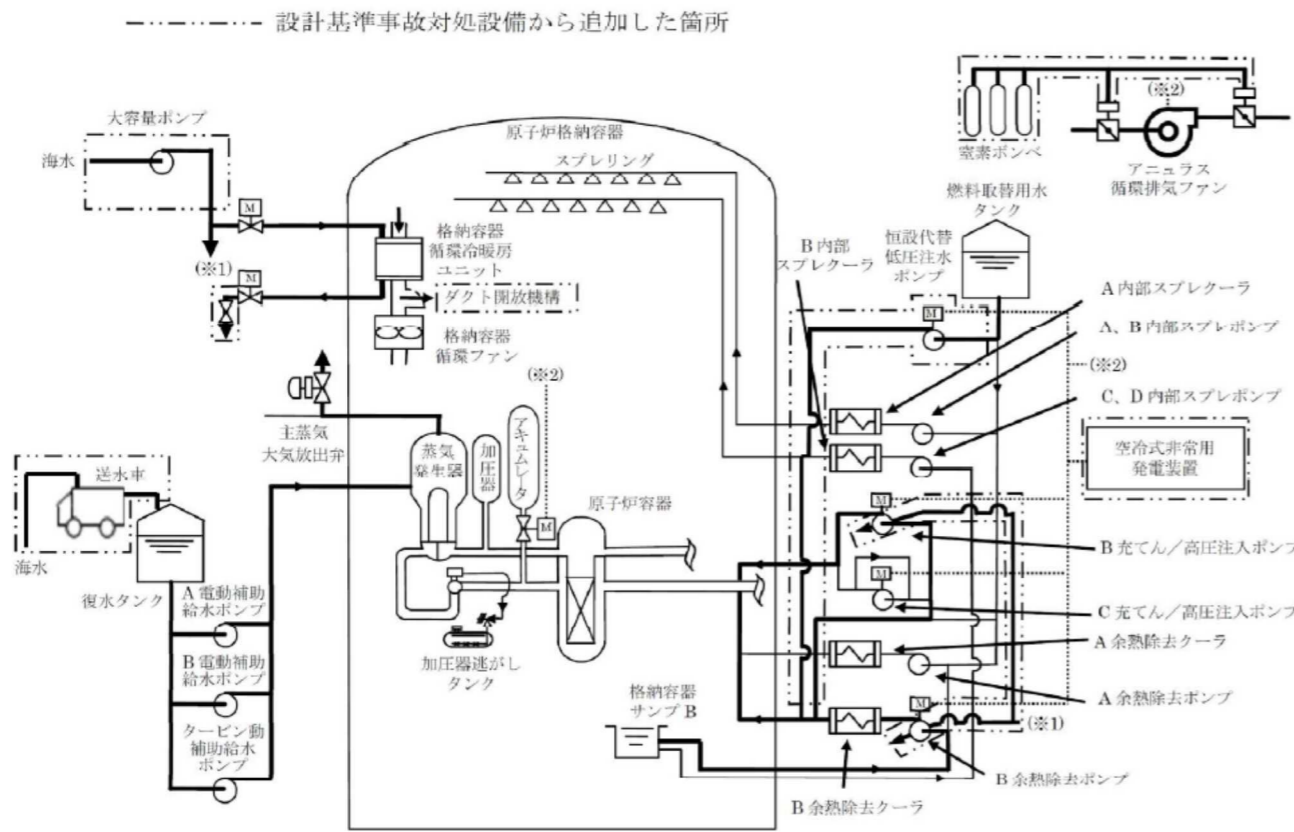
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、原子炉補機冷却機能喪失、1次冷却材漏えいの有無及び補助給水系の機能維持の有無を判別する必要があるが、これらを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.3.1表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、補助給水流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気大気放出弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁、蒸気発生器、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、2次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、恒設代替低圧注水ポンプを重大事故等対処設備として整備するとともに、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の対策である蒸気発生器2次側への注水と主蒸気大気放出弁の開操作による2次系強制冷却に係る手順については、「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」で整備されていることを確認した。恒設代替低圧注水ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ(C、自己冷却式)を用いた代替炉心注水に係る手順については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁、蒸気発生器、補助給水タンク、充てん/高圧注入ポンプ(C、自己冷却式)、恒設代替低圧注水ポンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.3.1表 原子炉補機冷却機能喪失時における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>[*]有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、原子炉補機冷却システムによる冷却の代わりとして大容量ポンプによる充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプへの海水通水後、格納容器サンプB水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧又は低圧代替再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として整備するとともに、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ、格納容器サンプB等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、大容量ポンプによるA格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水後、原子炉格納容器温度が格納容器循環冷暖房ユニットのダクト開放機構動作温度である110℃に到達すれば、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として整備するとともに、A格納容器循環冷暖房ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である低圧代替再循環運転及び高圧代替再循環運転に係る手順については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、格納容器内自然対流冷却に係る手順については、「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策に用いる重大事故等対処設備として、大容量ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ(B、海水冷却式)、格納容器サンプB、A格納容器循環冷暖房ユニット等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.3.1表 原子炉補機冷却機能喪失時における重大事故等対策について」において整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の長期的な冷却については①に示すとおり、低圧代替再循環運転及び高圧代替再循環運転と格納容器内自然対流冷却を併せて実施することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。原子炉格納容器の冷却については、格納容器内自然対</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立することで閉じ込め機能を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>捕足説明資料（添付資料 7.1.2.18 安定停止状態について（RCP シール LOCA が発生する場合））には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、原子炉安定停止状態として、「1次冷却材圧力 0.7MPa[gage]及び温度 170°Cの保持並びに1次冷却系保有水量維持」する状態としていることが示されている。（全交流動力電源喪失時と同様の評価結果となるため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の添付資料を参照した。）</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 （原子炉補機冷却機能喪失の場合）</p> <p>① 蒸気発生器での炉心冷却に係る計装設備を確認。 ② 代替炉心注入による炉心の冷却に係る計装設備を確認。 ③ 高圧又は低圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 蒸気発生器での炉心冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材圧力、蒸気発生器狭域水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 恒設代替低圧注水ポンプ（行えない場合は、充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による代替炉心冷却に係る計装設備として、余熱除去クーラ出口流量、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料取替用水タンク水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 高圧又は低圧代替再循環及び格納容器内自然対流冷却並びに低圧代替再循環及び高圧代替再循環運転に係る計装設備として、格納容器内温度、格納容器広域圧力、格納容器サンブB広域水位、余熱除去クーラ出口流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （原子炉補機冷却機能喪失の場合）</p> <p>① 高圧及び低圧代替再循環運転への切替条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達及び格納容器サンブB広域水位計指示 59%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策へ切り替える条件が明確となっていることを確認した。また、低圧代替再循環及び高圧代替再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、準備が完了後、原子炉格納容器内温度が 110°Cに到達すれば、ダクト開放機構が自動的に作動することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。（第 7.1.3.3 図 対応手順の概要参照）</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による炉心注水 ・ 原子炉補機冷却系の復旧 ・ アニュラス循環排気ファンの起動 <p>② 有効性評価上は期待しないが、充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による代替炉心注水に係る手順については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力パウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。原子炉補機冷却系の復旧（代替補機冷却）に係る手順については、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等」において整備されていることを確認した。アニュラス循環排気ファンの起動に係る手順については、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」において整備されていることを確認した。また、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、本重要事故シーケンスで挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第 7.1.3.1 表 「原子炉補機冷却機能喪失」における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>

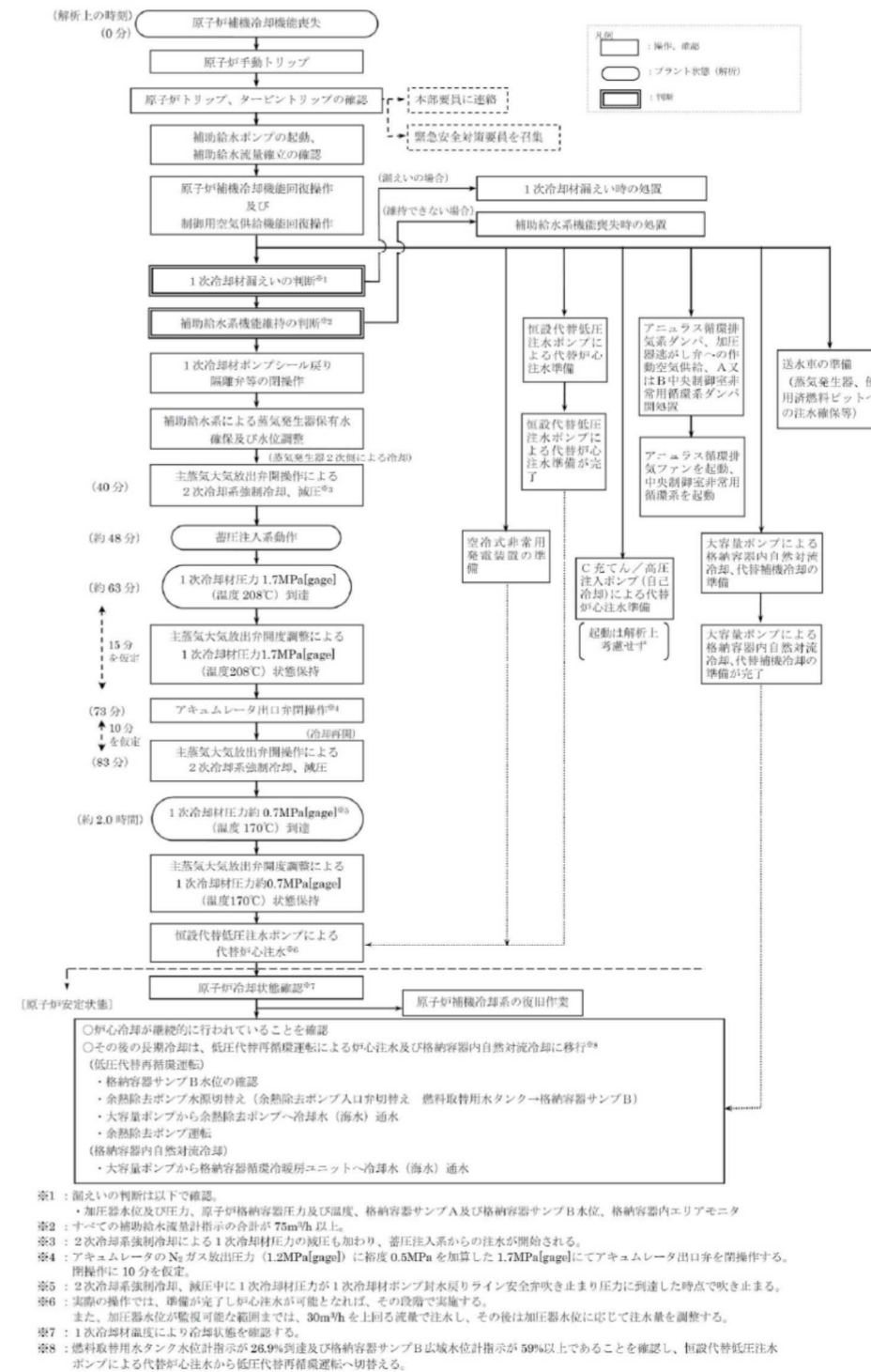
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3 第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、代替補機冷却、海水系の代替手段について、米国・欧州での対策との比較を行っており、高浜1号、2号、3号及び4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 2 次系強制冷却、充てん/高圧注入ポンプ(C、自己冷却式)による代替炉心注水に係る設備として、補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気大気放出弁、充てん/高圧注入ポンプ(C、自己冷却式)等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連するA格納容器循環冷暖房ユニット、大容量ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ(B、海水冷却式)等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.1.3.3図 「原子炉補機冷却機能喪失（「原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」の事象進展）」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないものを含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>原子炉手動停止の判断：1次系冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉手動停止を判断</p> <p>補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認：すべての補助給水流量計指示の合計が75m³/hあることにより、補助給水流量の確立を確認</p> <p>1次冷却材の漏えいの判断：加圧器水位及び加圧器圧力の低下、原子炉格納容器内圧力及び温度の上昇、格納容器内サンプルA及びB水位上昇、格納容器内エアモニタ等により、1次冷却材の漏えいを判断</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>蒸気発生器への補助給水がある：すべての補助給水流量計指示の合計が75m³/hあることにより判断</p> <p>1次冷却材温度・圧力の維持判断：アキュムレータの窒素が1次冷却系に混入するのを防止するため、1次冷却材圧力計指示1.7MPa[gage]で温度、圧力を維持</p> <p>アキュムレータ出口弁閉止判断：1次冷却材圧力計指示が安定（1.7MPa[gage]到達）すれば蓄圧タンク出口弁を閉止</p> <p>補助給水流量の調整判断：蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持</p> <p>1次冷却材温度・圧力の維持判断：タービン動補助給水の運転継続可能な圧力に余裕をみた1次冷却材圧力計指示0.7MPa[gage]で維持</p> <p>高圧再循環運転への切替判断：燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%到達及び格納容器サブB水位（広域）指示59%以上を確認し、充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による代替炉心注水から充てん/高圧注入ポンプ（B、海水冷却式）による低圧代替再循環及び高圧代替再循環に切り替えて炉心へ注水</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートにおいて、具体的な作業項目、事象進展と経過時間、必要な要員について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」、「技術的能力1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等」、「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 充てん/高圧注入ポンプ（C、自己冷却式）による代替炉心注水や原子炉補機冷却水系の復旧等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p>

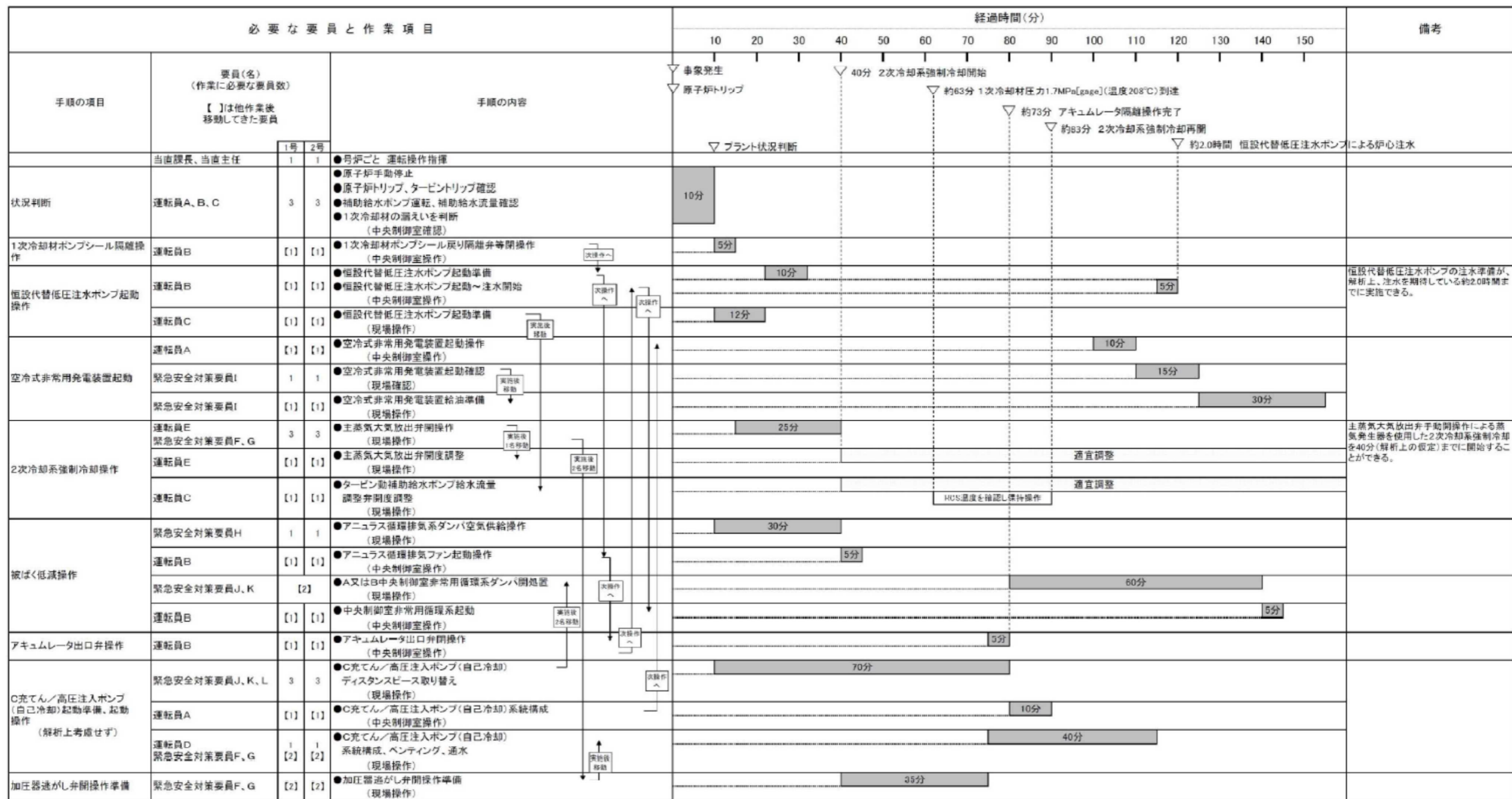
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>



第 7.1.3.1 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図

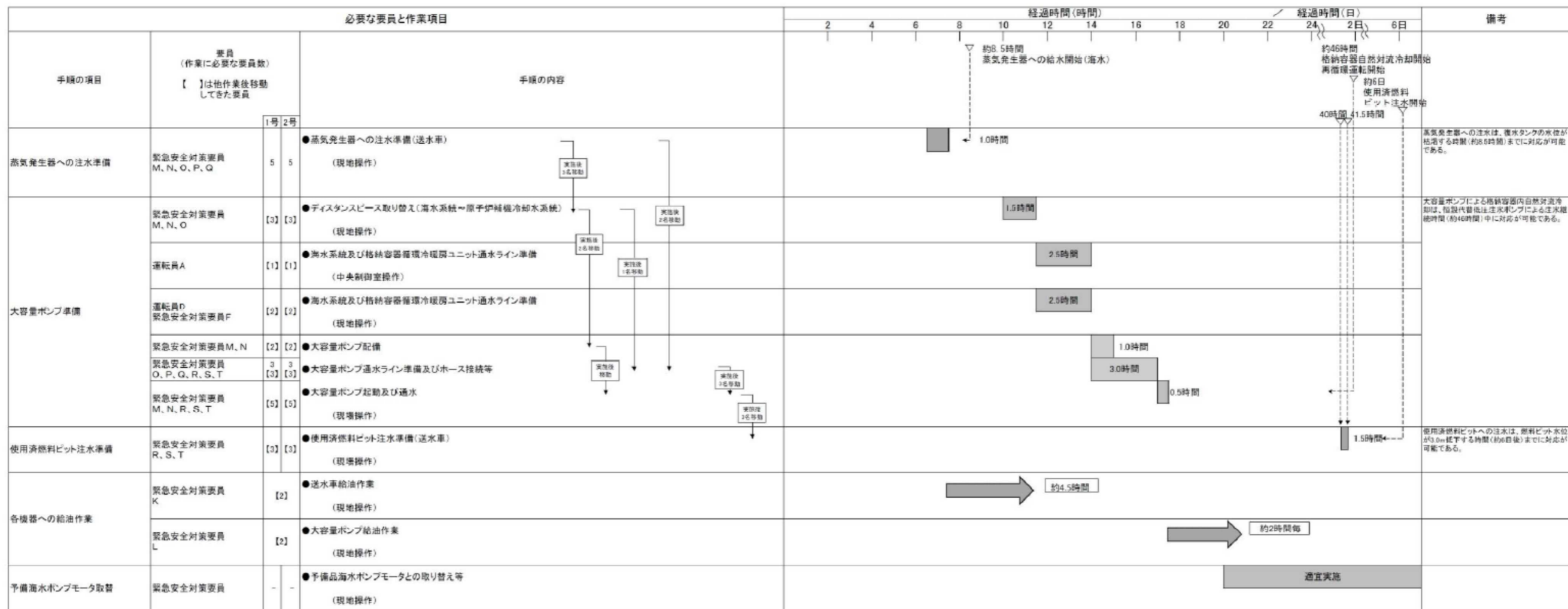


第 7.1.3.3 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
(「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」の事象進展)



上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。
 なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

第 7.1.3.4 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間
 (原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA) (1/2)



第 7.1.3.4 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間
(原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA) (2/2)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

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

(2) 有効性評価の条件

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>確認。</p> <p>（原子炉補機冷却機能喪失の場合）</p> <p>③ RCP シール部からの漏えいや LOCA を想定する場合は、漏えい率の根拠が示されていることを確認</p>	
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（3）設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（5）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>（a）炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>（b）操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>（c）現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

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

(3) 有効性評価の結果

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

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

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

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

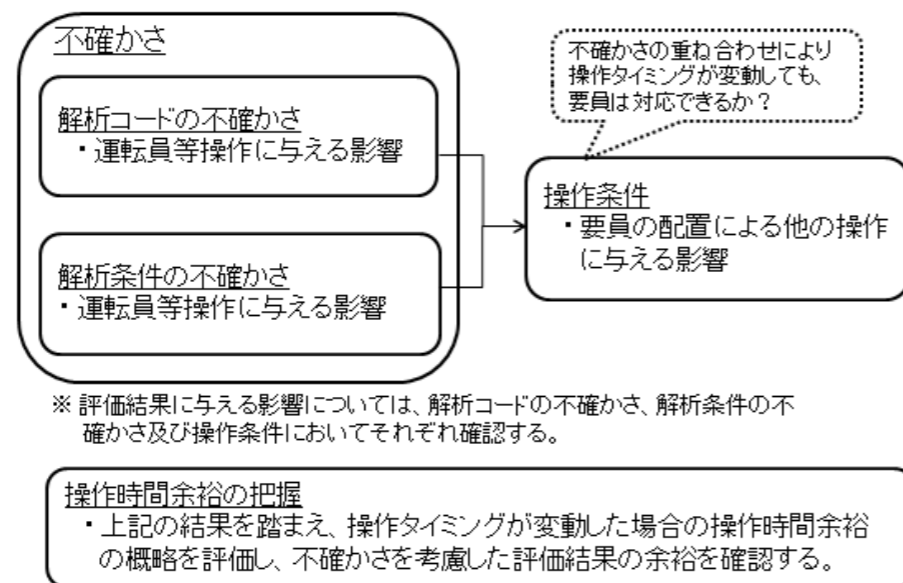
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象、起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

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

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

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

(3) 操作時間余裕の把握

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

4. 必要な要員及び資源の評価

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

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

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p data-bbox="121 321 314 359">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="121 369 593 407">・ 1.～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="121 417 1012 583">・ 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1023 279 2834 359">事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、原子炉補機冷却システムによる冷却が不要な代替ポンプを用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1023 369 2834 493">申請者が「全交流動力電源喪失」と同じ重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を選定していることから、その解析手法及び結果、不確かさの影響評価について、「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。</p> <p data-bbox="1023 504 2834 541">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者が「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。</p> <p data-bbox="1023 552 2834 632">「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1023 684 2834 764">以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉格納容器の除熱機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 4-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 4-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 4-3
(3) 炉心損傷防止対策	2. 4-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 4-10
(1) 有効性評価の方法	2. 4-10
(2) 有効性評価の条件	2. 4-12
(3) 有効性評価の結果	2. 4-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 4-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 4-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 4-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2. 4-22
b. 操作条件	2. 4-24
(3) 操作時間余裕の把握	2. 4-25
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 4-26
5. 結論	2. 4-28

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉格納容器除熱機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）																																	
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における事故シーケンスは、以下の6つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・ 中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・ 小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・ 小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・ DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、格納容器スプレイ機能が喪失する事故 ・ DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 <p>（補足説明資料 第6.2.2表 抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1231 877 2617 1276"> <tr> <td rowspan="6" style="text-align: center;">(d)</td> <td rowspan="6" style="text-align: center;">原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>○ 中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td> <td rowspan="6" style="text-align: center;">格納容器内 自然対流冷却</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">中</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">高</td> </tr> <tr> <td>DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> <tr> <td>DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> </table>	(d)	原子炉格納容器の除熱機能喪失	○ 中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内 自然対流冷却	低	高	高	低	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	低	低	高	中	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	低	高	低	低	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	低	低	低	高	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	中	高	低	低	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	中	低	低	低
(d)	原子炉格納容器の除熱機能喪失			○ 中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		格納容器内 自然対流冷却	低	高	高	低																								
				中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗			低	低	高	中																								
				小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗			低	高	低	低																								
				小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗			低	低	低	高																								
				DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗			中	高	低	低																								
		DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	中	低	低		低																											

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、原子炉格納容器の除熱機能の喪失に伴い、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器の先行破損に至り、その後、格納容器サブB水の減圧沸騰が生じることで炉心注水が継続できなくなることから、炉心損傷に至ることを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は、高圧注入系及び低圧注入系による再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後、格納容器サブBに貯水される水の減圧沸騰が生じ、再循環による炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内からの除熱を行うための代替策を実施する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

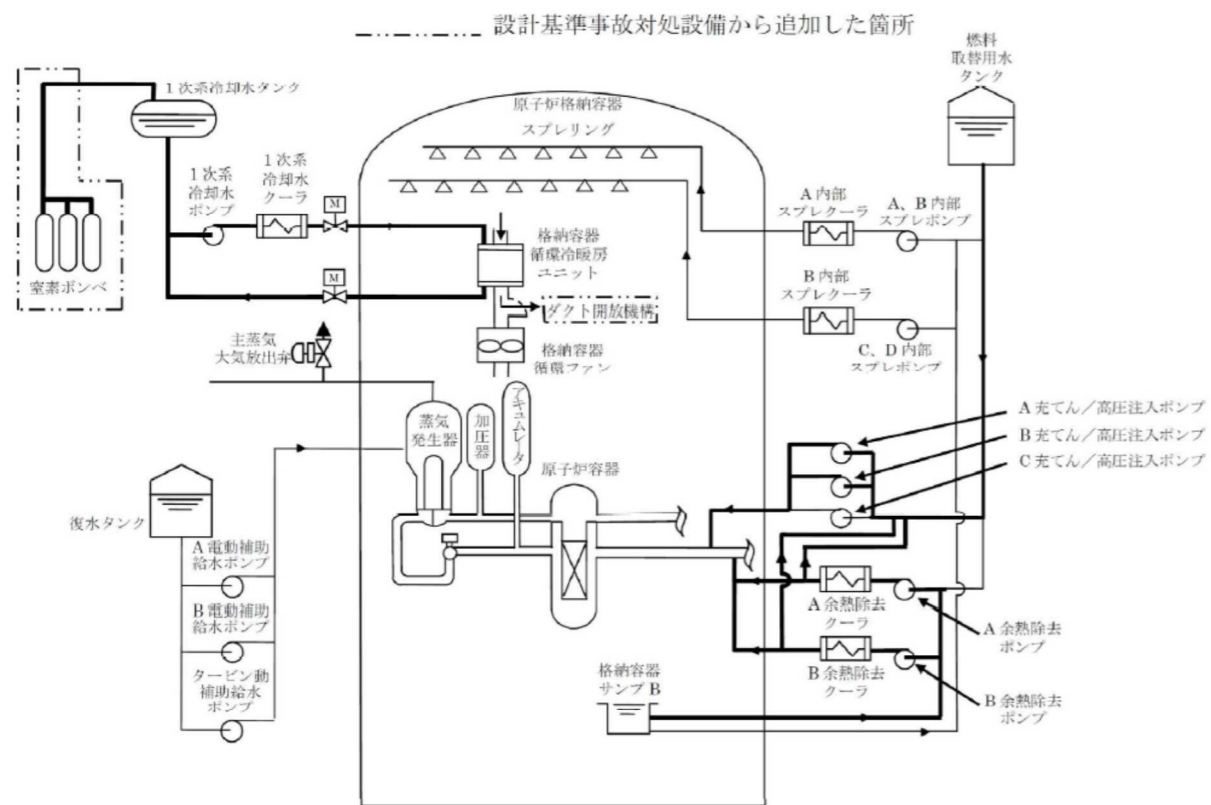
(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい及び格納容器スプレイ注入機能、低圧注入機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.4.1表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、1次冷却材の漏えい判断に係る計装として1次冷却材圧力、加圧器水位等が、格納容器スプレイ注入機能喪失の判断に係る計装として、内部スプレイ流量積算計、格納容器内温度等が、高圧及び低圧再循環運転への切替え判断に係る計装設備として、燃料取替用タンク水位計、格納容器サンプB水位計、低温側安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量等が挙げられていること機を確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、充てん/高圧注入ポンプ等による炉心注水を実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、格納容器内自然対流冷却を継続的に実施する。このため、窒素ポンプ（1次系冷却水タンク加圧用）を重大事故等対処設備として整備するとともに、A格納容器循環冷暖房ユニット、1次系冷却水ポンプ、1次系冷却水タンク等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の炉心損傷防止対策である、ECCSによる炉心注水に係る重大事故等対処設備については、「第7.1.4.1表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。また、格納容器内対流冷却に係る手順については、「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」において整理されていること、必要な設備については、「第7.1.4.1表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、当該対策に必要な重大事故等対処設備として、A格納容器循環冷暖房ユニット、1次系冷却水ポンプ等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、格納容器サンプB水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧及び低圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器サンプB等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である高圧及び低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却に係る手順については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また当該対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.4.1表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、高圧及び低圧再循環運転で用いる重大事故等対処設備として、充てん/高圧注入ポンプ、格納容器サンプB等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、高圧及び低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却を実施することにより最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態及び原子炉格納容器の閉じ込め機能を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.4.6）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「高圧及び低圧再循環の継続により炉心の冷却が維持されている状態」としていることが示されており、解析結果に基づき、事象発生時の約5.4時間後を原子炉の安定状態としていることを確認した。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とした ECCS による炉心注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.4.1表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とした ECCS による炉心注水に係る計装設備として、低温側安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量、燃料取替用水タンク水位、1次冷却材圧力等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 高圧及び低圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、低温側安全注入流量、格納容器サンプB水位（広域/狭域）、格納容器</p>

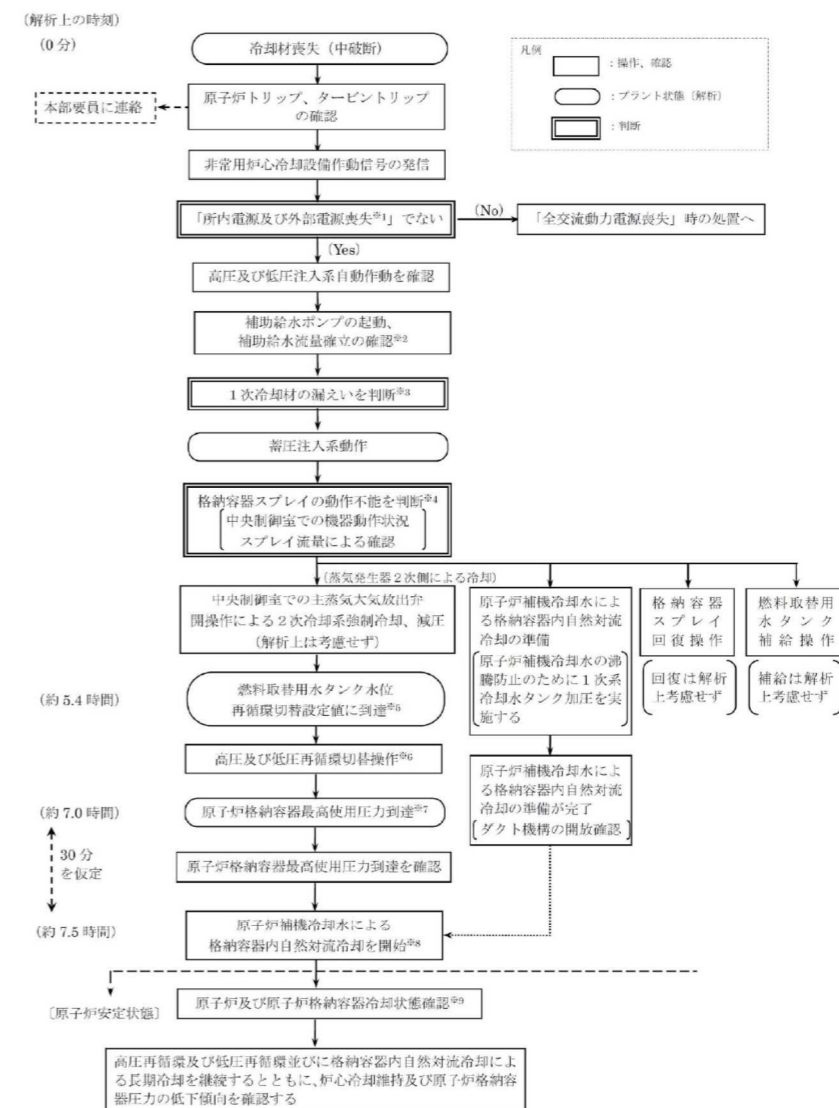
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>② 高圧・低圧再循環及び格納容器自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>圧力等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 高圧・低圧再循環による炉心冷却への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達及び格納容器サンプB広域水位計指示 59%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替え条件が明確となっていることを確認した。また、高圧及び低圧再循環運転と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、格納容器スプレイ注入機能喪失を判断した段階で格納容器内自然対流冷却の準備に着手し、原子炉格納容器内温度が 110℃に到達すればダクト開放機構が自動的に作動することを確認した。（「1.6.2.2 格納容器破損を防止するための格納容器冷却の手順等 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 a. 格納容器内自然対流冷却 (a) A 格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却」、添付資料 7.1.2.9、SA48 条まとめ資料 補足説明資料 48-8 参考資料-0 1.1(5) ダクト開放機構 P48-8-36~37 を参照のこと）</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系強制冷却操作 ・ 格納容器スプレイ回復操作 ・ 燃料取替用水タンク補給操作 <p>② 格納容器スプレイ回復操作に係る手順については、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において整備されており、また、燃料取替用水タンク補給操作に係る手順については、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において整備されている。有効性評価で挙げられている燃料取替用水タンク補給手順は、技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている第 7.1.4.1 表 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策についてで明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録 1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙 3-3 第 1 表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、原子炉格納容器冷却機能について、米国・欧州での対策との比較を行っており、高浜 1、2号、3号及び4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁</p>	<p>(i) ECCS による炉心注水に関連する設備として、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策である高圧及び低圧再循環運転、格納容器内自然対流冷却に関連する</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>設備として充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器サンプB、A格納容器循環冷暖房ユニット、1次系冷却水ポンプ、1次系冷却水クーラ、1次系冷却水タンク、窒素ポンベ等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.1.4.3図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要（「中破断LOCA時+格納容器スプレイ注入失敗」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>蓄圧注入系作動の確認：1次冷却材圧力がアキュムレータ保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われていることを確認</p> <p>1次冷却材の漏えい判断：加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器内圧力及び温度、格納容器サンプA及びB水位、格納容器内エリアモニタ等のパラメータにより判断</p> <p>格納容器スプレイ機能喪失の判断：格納容器圧力計指示が(115.2kPa[gage])以上かつ格納容器スプレイ不作動の場合は、格納容器スプレイ機能喪失と判断。</p> <p>再循環への切替判断：燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%到達及び格納容器サンプB広域水位計指示59%以上を確認し、再循環切替操作を実施</p> <p>原子炉安定停止状態確認：高圧及び低圧再循環運転の継続により炉心の冷却が維持されていることを確認</p> <p>原子炉格納容器安定状態確認：格納容器圧力及び格納容器温度が低下傾向であることを確認</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p>	<p>(i) タイムチャートは 「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートにおいて、具体的な作業項目、事象進展と経過時間、必要な要員について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 燃料取替用水タンクへの補給操作、格納容器スプレイ回復操作等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。（第 7.1.4.4 図）</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から 10 分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から 1 分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から 10 分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から 30 分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p> </div>



第 7.1.4.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



- ※1：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2：すべての補助給水流量計指示の合計が 75m³/h 以上。
- ※3：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ A 及び格納容器サンプ B 水位、格納容器内エアモニタ
- ※4：格納容器圧力計指示が 115.2kPa(gage) 以上及び格納容器スプレー不動作
- ※5：燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9% 以下になれば、格納容器サンプ B 欠減水位計指示が 59% 以上であることを確認し、再循環切替を実施する。
- ※6：機器動作状況、注水量により高圧再循環及び低圧再循環成功を確認並びに格納容器スプレー再循環動作不能を確認。
- ※7：原子炉格納容器圧力 261kPa(gage)
- ※8：1 台の格納容器循環冷却炉ユニットへ原子炉補機冷却水を通水する。
なお、準備が完了すれば、その段階で実施する。
格納容器内自然対流冷却開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入替えが完了すれば主蒸気大気放出弁を閉操作する。
- ※9：状態確認は低圧停止ほう素濃度確認（必要により濃縮）及び 1 次冷却材温度 93℃ 以下を確認する。
また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

第 7.1.4.3 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
（「中破断 LOCA + 格納容器スプレー注入失敗」の事象進展）

必要な要員と作業項目			経過時間(分)										備考							
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	5		6	7	8				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	手順の内容	事象発生 約30秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 約5.4時間 高圧注入、低圧注入終了 (再循環成功) 約7.0時間 原子炉格納容器最高使用圧力到達 (261kPa[gage]以上) 約7.5時間 格納容器内自然対流冷却開始 プラント状況判断															
状況判断	当直課長、当直主任 運転員A、B、C	1	1	●号炉ごと 運転操作指揮 ●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●1次冷却材の漏えいを判断 ●格納容器スプレイ不動作を判断 (中央制御室確認)	10分															
2次冷却系強制冷却操作	運転員A	【1】	【1】	●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●主蒸気大気放出弁開操作 (中央制御室操作)	4分	1分														
格納容器スプレイ回復操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●内部スプレポンプ起動操作 (中央制御室操作)	1分	適宜実施 ※1													※1 内部スプレポンプ起動操作を適宜実施する。	
	運転員E	1	1	●内部スプレポンプ起動操作、格納容器スプレイ失敗 原因調査 (現場操作)	15分	適宜実施 ※1														
燃料取替用水タンク補給操作 (解析上考慮せず)	運転員D	1	1	●燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)	15分															
	運転員A	【1】	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)	5分															
格納容器内自然対流冷却	運転員B	【1】	【1】	●1次系冷却水タンク加圧操作準備 ●格納容器循環冷暖房ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)	10分	10分													格納容器自然対流冷却が、解析上、期待している約7.5時間までに実施できる。	
	運転員D	【1】	【1】	●1次系冷却水タンク加圧操作準備 ●1次系冷却水タンク加圧操作 (現場操作)	37分	20分														
高圧及び低圧再循環切替操作	運転員B	【1】	【1】	●高圧及び低圧再循環切替操作 (中央制御室操作)	10分															
電源盤確認、復旧操作	運転員C	【1】	【1】	●電源盤確認、復旧操作 ※2 (現場操作)	30分	適宜実施													復旧に失敗 ※2 電源盤確認実施に要する時間は30分に網羅される。その後は他に考えられる原因を調査し回復を試みる。	
機器の復旧作業	保修部門員	-	-	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※3 (現場操作)	適宜実施														※3 通常の交通状態での召集を期待。	

上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。
 なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

第 7.1.4.4 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間
 (中破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定されたシーケンスと一致していることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量の観点では、1次冷却材の流出流量が多いため大きな容量を必要とすること、また、対策の実施に対する余裕時間の観点では、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却ができないため余裕時間が短いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定することを確認した。重要事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド2.2.3の着眼点を踏まえ、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が早いことから、運転員等操作の余裕時間の観点で厳しくなる「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p> <p>ブースティングプラントである高浜1/2号機では「中破断LOCA」を採用する。（ブースティングプラントは大破断LOCA時に低圧再循環に失敗すると高圧再循環にも失敗するため、先に炉心損傷に至り、格納容器先行破損シナリオが成立しない。）</p> <p>なお、非ブースティングプラントでは「大破断LOCA」を採用する。（添付資料7.1.4.1参照）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である原子炉格納容器内の構造材と水蒸気との間の熱伝達、原子炉格納容器内の構造材内部の熱伝導、格納容器循環冷暖房ユニットによる自然対流冷却モデル等を取り扱うことができる MAAP を用いることを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の持つ不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>a) LOCA の発生後、原子炉格納容器の除熱機能喪失によって、原子炉格納容器が先行破損し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>b) 格納容器スプレイ系の機能喪失を想定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>a) 格納容器スプレイ系の代替手段による原子炉格納容器の除熱機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、ECCS の作動が早くなり、再循環切替時期が早くなることで、より高温の原子炉格納容器サンプ水で再循環することになり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとし、破断位置は、低温側配管（原子炉容器と ECCS の注水配管の間）とする。これは、蒸気発生器 2 次側保有水の保有する熱量が原子炉格納容器内に放出されることなどにより、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となることを確認した。具体的には、起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と ECCS の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする約 0.1m (4 インチ) であることを確認した。安全機能喪失の仮定は、格納容器スプレイ注入機能喪失であり、起因事象や安全機能喪失の仮定は、PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② 「第 7.1.4.2 表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件」において、初期条件、事故条件について炉心熱出力、1 次冷却材圧力/平均温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却設備作動信号の設定を確認。 ・ 高圧注入ポンプ、低圧注入ポンプの使用台数、評価で用いる注入特性とその理由を確認。 ・ 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期圧力、保有水量を確認 ・ 再循環切替の設定水位を確認。 	<p>(i) 機器条件として、炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台使用時の最大注入特性を用いる。最大注入特性とした場合、破断口からの1次冷却材の放出量が増加することで、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となる。また、格納容器循環冷暖房ユニットは1基使用し、除熱特性については1基当たり、原子炉格納容器温度100～153℃に対して、除熱量約8.1～約13.9MWを用いることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.1.4.2表「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>ECCS 作動信号：原子炉圧力異常低（10.97MPa[gage]、応答時間0秒）を用いることを確認した。その理由として、標準的に設計基準事故の評価において使用している ECCS 作動限界値、ECCS の作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は0秒と設定している。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプの使用台数、注入特性：破断口からの流出流量が多くなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなるよう、充てん/高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用する。また、設計値に注水配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性：0～約220m³/h、0～約19.4MPa[gage]、低圧注入特性：0～約1740m³/h、0～約1.2MPa[gage]）を用いる。</p> <p>補助給水ポンプ：補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮してECCS作動限界値到達から60秒後に給水を開始する設定とし、流量は蒸気発生器3基合計で190m³/hと設定。</p> <p>アキュムレータ：炉心への注水のタイミングを遅くする観点及び炉心注水を少なくする観点で、最低保持圧力及び最低保有水量（4.04MPa[gage]、29.0m³/基）として設定。</p> <p>再循環切替：再循環切替設定水位として、燃料取替用水タンク水位低（26.9%）到達水位を設定。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(iii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能について、重大事故等対策に関連する機器条件として設定されていないことから、復旧を期待せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、高圧及び低圧再循環切替操作、有効性評価上は期待しない2次冷却系強制冷却については中央制御室からの操作であり、現場操作はない。</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給操作（有効性評価上、期待しない操作）：「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性（第1.13.21図参照）において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員等1名及び現場の運転員等1名であり、現場での系統構成に15分、補給操作に5分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>格納容器内自然対流冷却：「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員等1名、現場対応の運転員等1名、緊急安全対策要員1名であり、現場での原子炉補機冷却水系加圧操作、可搬型温度計測装置取り付けに約57分、格納容器循環冷暖房ユニットへの冷却水通水操作に約10分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>妥当なものであることを確認。</p>	<p>の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。（1.7.2.1(2)a. 第1.7.2図参照）</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>格納容器内自然対流冷却の開始時間は、現場での1次系冷却水タンクの加圧操作等に必要な時間を考慮し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後とする</u>ことを確認した。この設定は「6.3 運転員等の操作時間に対する仮定」に倣ったものあることを確認した。さらに、実際には行うが有効性評価上は期待しない現場操作である、格納容器スプレイ回復操作や燃料取替用水タンク補給操作における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間としていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却は解析上、原子炉格納容器の最高使用圧力到達30分後から格納容器内自然対流冷却が開始されるが、実際の操作においては、格納容器スプレイ注入機能喪失を判断した段階で格納容器内自然対流冷却の準備を行うことを確認した。本操作に関する操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.1.4.5図、第7.1.4.6図より、事象発生と同時に破断流量が確認できるとともに1次冷却材圧力（0.5時間で2~3MPa）が1次冷却材の流出（50~60Kg/s程度）に伴い徐々に低下していることから中破断LOCAが発生していることを確認し、破断口径に応じた破断流量の挙動となっていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.4.9 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について）において、第7.1.4.5図、第7.1.4.6図の事象初期部分の拡大図が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(CV 除熱機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 1次冷却系圧力 ・ 破断流量 動的機器の作動状況： ・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量 対策の効果： ・ 原子炉容器内水位 ・ 燃料被覆管温度 原子炉格納容器の除熱状況： ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 格納容器再循環ユニットによる除熱量</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>③ 第7.1.4.5図より、1次冷却材圧力が高く推移するため、第7.1.4.8図に示される通り低圧注入流量はゼロとなっていることを確認した。また、第7.1.4.7図より、高圧注入流量は評価期間を通じて約56kg/s（→200m³/h）の流量を確認できることから、機器条件で設定したとおりの高圧注入流量が得られていることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.4.9図～第7.1.4.15図より、高圧再循環により炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値を下回る温度を維持することを確認した。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立（第7.1.4.13図から除熱量は約11MW）することから格納容器サンプルB水温度はサブクール状態を維持すること、原子炉格納容器内圧力・温度の上昇は抑制できることから、本事故シーケンスグループの特徴である原子炉格納容器の先行破損を回避するとともに炉心への注水が継続できていることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。 ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、中破断 LOCA の発生後、1次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を行うことにより、PCT は約 340℃に、1次冷却系の最高圧力は約 16.2MPa [gage] に抑えられる。1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.303MPa [gage] に、原子炉格納容器の最高温度は約 129℃に抑えられることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料被覆管温度は、初期値（340℃）以下にとどまり、評価期間を通じて1200℃以下となっていることを確認した。</p> <p>② 本重要事故シーケンスでは中破断 LOCA を想定しており、1次冷却材圧力は初期値である15.6MPa [gage] 以下にとどまる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa [gage]）を下回っていることを確認した。</p> <p>③ LOCA の発生により1次冷却材が原子炉格納容器へと移行し、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、原子炉格納容器圧力・温度の最高値はそれぞれ、約0.303MPa [gage]、約129℃であり、それぞれ評価項目となるパラメータが基準を満足していることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、第7.1.4.9図、第7.1.4.10図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の先行破損を防止するとともに炉心へ注水することにより、燃料被覆管の温度は1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド) 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、高圧及び低圧再循環運転による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができるとしていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.4.9図、第7.1.4.10図にあるとおり、高圧及び低圧再循環運転、格納容器内自然対流冷却により事象発生後72時間時点においても原子炉容器内水位炉心はTAF以上を維持することから燃料被覆管温度は低く抑えられていること、第7.1.4.12図に示すとおり格納容器サンプルB水温度はサブ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>クール状態を維持していること、第7.1.4.14、15図より、原子炉格納容器内圧力・温度の上昇は抑制できていることから原子炉安定停止状態を維持できていることを確認した。なお、有効性評価上は期待していないが、格納容器スプレイ回復や2次冷却系強制冷却操作を実施すれば、これらの設備の作動により更なる原子炉格納容器圧力・温度の低下を促進させることが可能であることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料7.1.4.6 安定停止状態について(中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)」において、本重要事故シナリオにおける安定停止状態の定義は、「高圧及び低圧再循環運転の継続により炉心の冷却が維持されている状態」としていることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

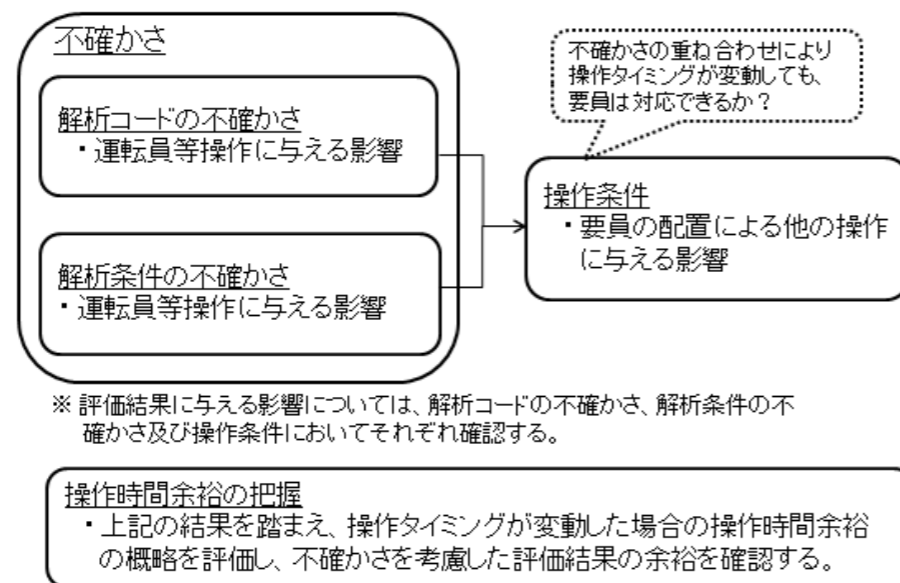
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(参考：解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.7.1)</p> </div>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験との比較から、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃程度高く評価する可能性があることが示されており、解析コードが有する不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを踏まえた場合、解析では原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなることを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、MAAP では、LOCA について解析した場合、試験データと比較して原子炉格納容器圧力を数十 kPa 程度、温度を十数℃程度高く評価する傾向があり、事象進展の観点では保守的（厳しめ）な結果を与えることが示されている。実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験との比較から、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃程度高く評価する可能性があることが示されており、解析コードが有する不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、解析では原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.4.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉格納容器の除熱機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 破断口径の影響を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器の自由体積、ヒートシンクの影響を確認</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンクの保有水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下のとおり。なお、高浜1号炉は蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。また、高浜2号炉は蒸気発生器2次側保有水量に標準値、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。このため、高浜2号炉は、蒸気発生器2次側保有水量に最確値を用いた場合について言及している。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定していることから、実際の原子炉格納容器圧力の上昇は遅くなり、格納容器内自然対流冷却の開始タイミングは解析結果よりも遅くなることを確認した。</p> <p>② 解析では約0.1m（4インチ）の破断口径を想定していることから、破断口径の変動を考慮した場合には、破断口からの1次冷却材の流出流量が変動することになる。このため、破断口径を約0.05m（2インチ）とした場合と約0.15m（6インチ）とした場合の感度解析を実施した。流出流量の変動により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に影響を与えるため、格納容器内自然対流冷却の操作開始時間が変動するが、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することで、原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 高浜1号炉は該当なし。 高浜2号炉は蒸気発生器の2次側保有水量を最確値とした場合において、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認した。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 破断口径の影響を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器の自由体積、ヒートシンクの影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、破断口径の変動を考慮した場合には、1次冷却材の漏えい流量が変動することで、解析結果に影響を与える可能性がある。このため、中破断LOCAの破断口径の範囲において、2インチ及び6インチの感度解析を実施した。この結果、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、4インチにおける結果を下回る。また、4インチから2インチ及び4インチから6インチの間の破断口径の場合について、原子炉格納容器圧力及び温度上昇に対する傾向を上気の感度解析の結果から検討した。その結果、いずれの場合も原子炉格納容器圧力及び温度の最高値が低下する傾向となることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、高浜1号炉は蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。また、高浜2号炉は蒸気発生器2次側保有水量に標準値、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さいことから、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 解析では約0.1m（4インチ）の破断口径を想定していることから、破断口径の変動を考慮した場合には、破断口からの1次冷却材の流出流量が変動することになる。このため、破断口径を約0.05m（2インチ）とした場合と約0.15m（6インチ）とした場合の感度解析を実施し、いずれの場合も、評価項目となるパラメータに対して、十分な余裕があることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑥ 燃料取替用水タンクの保有水量の影響を確認。</p>	<p>④ 該当なし</p> <p>⑤ 高浜1号炉は該当なし。 高浜2号炉は蒸気発生器の2次側保有水量を最確値とした場合において、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認した。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、格納容器内自然対流冷却操作の実施前の準備作業は、事象発生後約1.2時間で終了し、実施は解析上事象発生後約7.5時間時点としている。格納容器内自然対流冷却の実施時に、現場操作を担当している運転員は、その操作前に燃料取替用水タンク補給ラインアップを実施しているが、上記のとおり、格納容器内自然対流冷却の準備完了から実施まで、十分な余裕がある。このため、当該操作が必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であることから、対策の実施に与える影響はない。なお、格納容器内自然対流冷却操作が確実に実施できることを確認するため、操作時間にどれだけの余裕があるか確認したところ、原子炉格納容器圧力の上昇率の推移により、操作条件の設定時間よりもさらに6時間程度の余裕があることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.4.4図にあるとおり、格納容器内自然対流冷却操作は現場作業を含むが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について）において、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕の結果が示されている。</p> <p>② 第7.1.4.4図にあるとおり、上記①の操作のうち、現場操作を行う要員は作業完了後、移動して他の操作に着手するが、操作完了から次の操作に着手するまでの時間的な重複が無いこと、中央制御室で操作を行う運転員についても、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.4.4図にあるとおり、各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 格納容器内自然対流冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩やかになると、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することにより原子炉格納容器の圧力上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。また、本操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間が異なるため、本操作の操作時間余裕については、「(3) 操作時間余裕の把握」にて確認する。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 格納容器内自然対流冷却の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 格納容器内自然対流冷却が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕として、原子炉格納容器の最高使用圧力から最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間を原子炉格納容器圧力上昇の傾きを外挿して概算した。その結果、操作時間余裕として原子炉格納容器の最高使用圧力到達から6時間程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>（有効性評価ガイド） 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉は18名、3号炉及び4号炉は18名であり、合計35名（全体指揮者1名は共通）である。これに対して、重大事故等対策要員は170名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、複数号機同時発災の場合においても、必要な重大事故等対策要員を確保できていることから、対応可能であることを確認した。</p> <p>（ii）電源供給量の充足性について、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 再循環切替により炉心注水を継続(燃料取替用水タンクへの水補給は行わない) 	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である ECCS による炉心注水の水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は、格納容器サンプBを水源とした高圧及び低圧再循環運転により炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせずに安定停止状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合などに必要な重油量は約 335.9kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量 360kL で対応が可能である。また、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能である。</u>ことを確認した。水源については、上記(iii)にあるとおり、初期対策としては燃料取替用水タンクの保有水を用い、再循環切替を行った後は格納容器サンプBを水源とすることを確認しており、発災から7日間については電源、水源ともに外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p data-bbox="121 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="121 369 593 401">・ 1.～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="121 417 1012 579">・ 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1023 279 2834 359">事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している格納容器内自然対流冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1023 369 2834 579">重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において格納容器内自然対流冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（格納容器スプレイポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1023 590 2834 669">また、格納容器内自然対流冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧及び低圧再循環運転による炉心冷却や格納容器内自然対流冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1023 680 2430 716">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1023 726 2834 806">「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1023 858 2834 938">以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉停止機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.5-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.5-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.5-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.5-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.5-11
(1) 有効性評価の方法	2.5-11
(2) 有効性評価の条件	2.5-13
(3) 有効性評価の結果	2.5-17
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.5-20
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.5-22
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.5-24
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.5-24
b. 操作条件	2.5-25
(3) 感度解析	2.5-26
(4) 操作時間余裕の把握	2.5-27
4. 必要な要員及び資源の評価	2.5-28
5. 結論	2.5-30

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉停止機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）								
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における事故シーケンスは、「原子炉自動停止が必要な起因事象が発生した場合に原子炉自動停止機能が喪失する事故」のみであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>（補足説明資料 第6.2.2表 抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1181 604 2674 793"> <tr> <td data-bbox="1181 604 1249 793">(e)</td> <td data-bbox="1249 604 1673 793">原子炉停止機能喪失</td> <td data-bbox="1673 604 2249 793">○ 原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗</td> <td data-bbox="2249 604 2496 793">ATWS緩和設備</td> <td data-bbox="2496 604 2564 793">高</td> <td data-bbox="2564 604 2632 793">高</td> <td data-bbox="2632 604 2700 793">高</td> <td data-bbox="2700 604 2769 793">高</td> </tr> </table>	(e)	原子炉停止機能喪失	○ 原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗	ATWS緩和設備	高	高	高	高
(e)	原子炉停止機能喪失	○ 原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗	ATWS緩和設備	高	高	高	高		

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を下げることができないことから、1次冷却系圧力及び温度が上昇して、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいが継続し、炉心損傷に至ることを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失、負荷の喪失等が発生した場合に、原子炉トリップに失敗する。このため、緩和措置がとられない場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が維持されるため、1次冷却圧力及び温度が上昇して、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいが継続することにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を抑制し、1次冷却系の過圧を防止する必要があることを確認した。具体的には、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図る機能、主給水流量喪失に伴う除熱量の低下を緩和させるための補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水機能、1次冷却系の過圧を防止する機能により炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的には未臨界を確保する機能、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する機能が必要であることを確認した。</p>

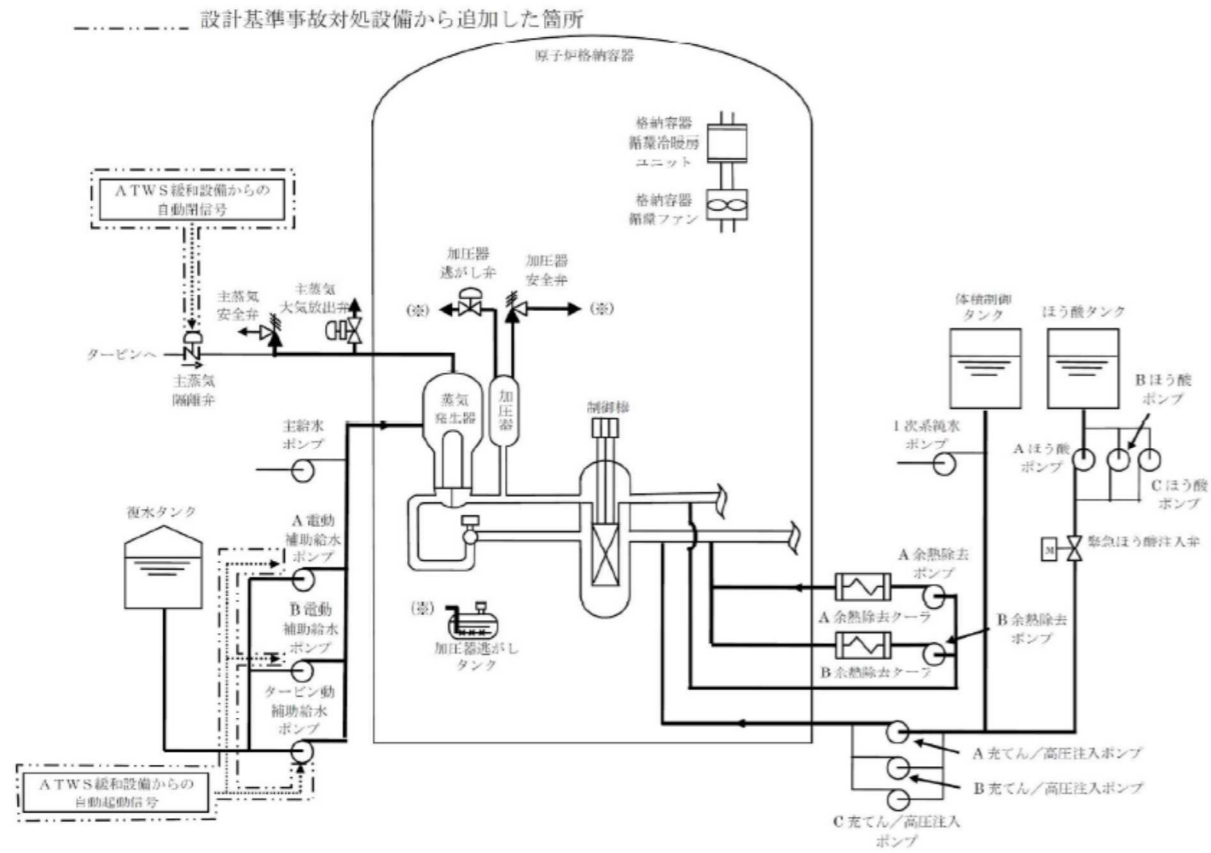
(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている（第7.1.5.1表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について）において、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、新たにATWS緩和設備を重大事故等対処設備として整備する。また、主蒸気隔離弁、補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の炉心損傷防止対策であるATWS緩和設備による原子炉出力抑制に係る手順については、「技術的能力1.1緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」で整備されていることを確認した。重大事故等対処設備については、（第7.1.5.1表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について）において、ATWS緩和設備、主蒸気隔離弁、補助給水ポンプ等が挙げられていること、1次冷却系の過圧防止に関連する設備として加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 未臨界を確保できることを確認。 	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、原子炉出力の低下後、緊急ほう酸濃縮により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気大気放出弁の開操作等により、1次冷却系を減温・減圧する。1次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、主蒸気大気放出弁、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である緊急ほう酸濃縮に係る手順については、「技術的能力1.1緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」で整備されていることを確認した。重大事故等対処設備については、第7.1.5.1表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策についてにおいて、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん/高圧注入ポンプが挙げられていることを確認した。余熱除去系による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラが挙げられていること、1次冷却系の減圧・減温に係る重大事故等対処設備として、主蒸気大気放出弁、補助給水ポンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は（第7.1.5.1表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について）において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 未臨界の確保や炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、緊急ほう酸濃縮により未臨界を確保できること、蒸気発生器による炉心を冷却し、以降は余熱除去系による炉心の冷却を実施することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、未臨界の確保及び炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。また、加圧器逃がしタンクラプチャディスクの作動により1次冷却材が漏えいし、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合には、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内雰囲気冷却・減圧することにより、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（「添付資料7.1.5.8安定停止状態について」に、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「緊急ほう酸濃縮注水注により、燃料取替ほう素濃度まで1次冷却材を濃縮後、余熱除去系が使用可能となる1次冷却材の温度、圧力まで減温、減圧し、さらに、余熱除去系により1次冷却材温度93℃以下まで冷却され、炉心の冷却が維持されている状態」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている、第7.1.5.1表「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策についてより、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① ATWS緩和設備による原子炉出力の低下に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材圧力、出力領域中性束、蒸気発生器狭域水</p>

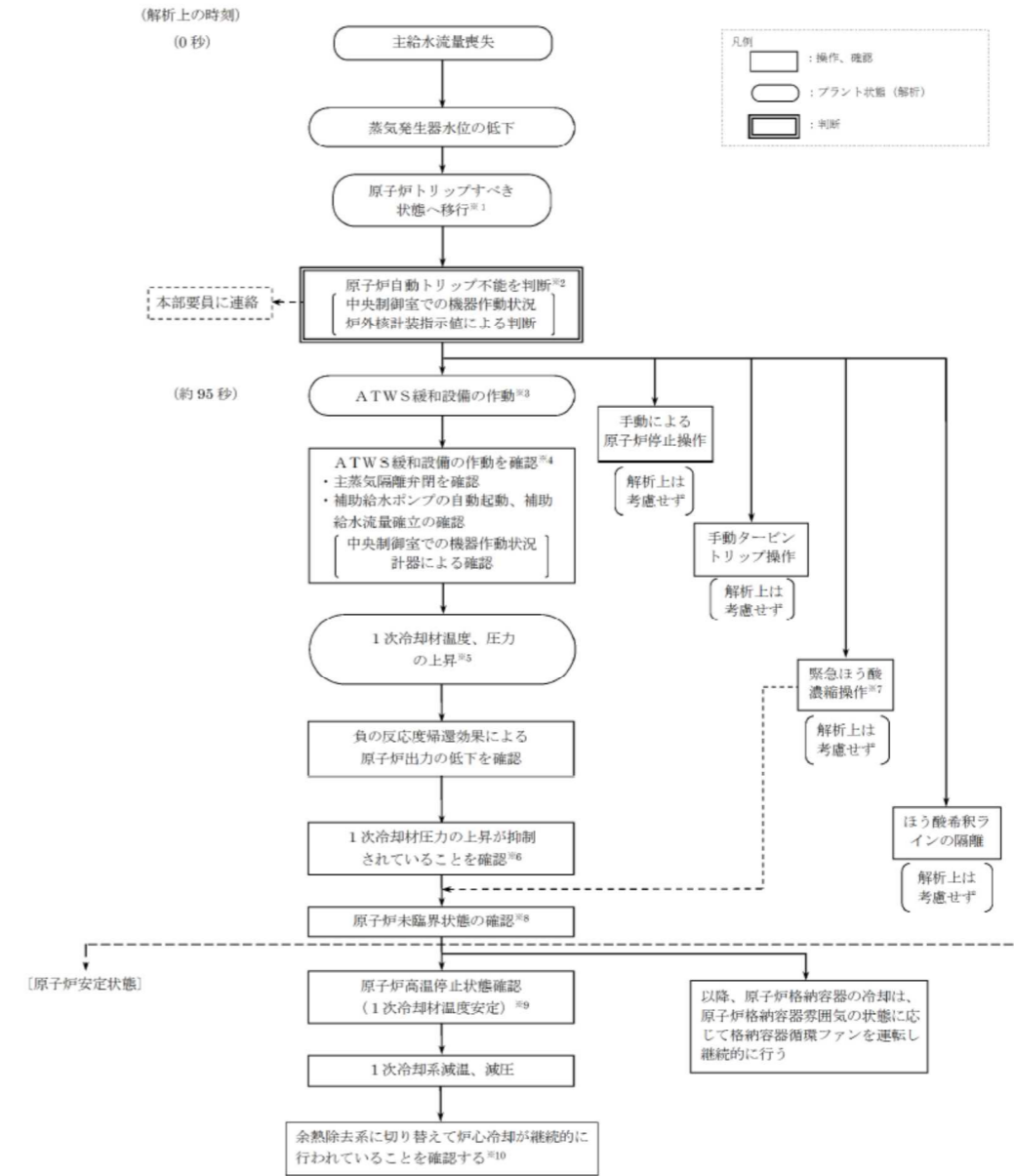
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<ul style="list-style-type: none"> ATWS 緩和設備による原子炉出力低下に係る計装設備を確認。 緊急ほう酸注入による未臨界性の確保に係る計装設備、余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備を確認。 	<p>位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 緊急ほう酸濃縮による未臨界性の確保に係る計装設備として、ほう酸タンク水位等が挙げられていることを確認した。また、余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、余熱除去クーラ出口流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (原子炉停止機能喪失)</p> <p>① 緊急ほう酸注入への移行条件を確認。</p> <p>② 余熱除去系による炉心冷却への移行条件を確認</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 原子炉停止に失敗し、制御棒が原子炉に挿入されず、出力領域中性子束計指示が5%以上又は中間領域中性子束起動率計指示が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合は、ほう酸水注入を実施するとしており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。(技術的能力 1.1.2.1(4)ほう酸水注入)</p> <p>② 余熱除去系による炉心冷却への切替条件は、1次冷却材圧力指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示 177℃以下にて使用可能としていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 手動による原子炉停止操作 緊急ほう酸濃縮操作 ほう酸希釈ライン隔離操作 手動タービントリップ操作 格納容器循環ファン操作 <p>② 手動による原子炉停止操作、手動タービントリップ操作については、「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」において整備されていることを確認した。なお、手動タービントリップスイッチについては、耐震性がないものの、中央制御室にて速やかな操作が可能であることから多様性拡張設備として位置づけられている。格納容器循環ファンの運転については、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において、本操作は中央制御室での遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応することを確認した。また、事象の収束作業全般に係る事故対応に必要な監視計測、水の供給に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合していることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録 1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙 3-3 第 1 表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、原子炉停止機能について、米国・欧州での対策との比較を行っており、高浜 1号、2号、3号及び4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) ATWS 緩和設備による原子炉出力抑制及び1次冷却系の過圧防止に関連する設備として、主蒸気隔離弁、主蒸気大気放出弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器逃がしタンク、充てん/高圧注入ポンプ等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図（第7.1.5.1図）に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策である緊急ほう酸濃縮や余熱除去系による炉心冷却に関連する設備として、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図（第7.1.5.1図）に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.1.5.3図 原子炉停止機能喪失の対応手順の概要（「主給水流量喪失時+原子炉トリップ失敗」の事象進展）」、「第7.1.5.4 原子炉停止機能喪失の対応手順の概要（「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>原子炉停止機能喪失判断：原子炉トリップしゃ断器表示「入」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動停止機能喪失を判断</p> <p>ATWS 緩和設備作動：タービントリップ、主蒸気隔離弁閉、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの自動起動並びに補助給水流量の確立を確認</p> <p>負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認：原子炉出力が低下していることを出力領域中性子束等により確認</p> <p>1次冷却材圧力の上昇が抑制されていることを確認：1次冷却材圧力の上昇が抑制されていることを1次冷却材圧力等により確認</p> <p>ほう酸注入判断：原子炉停止に失敗し、制御棒が原子炉に挿入されず、出力領域中性子束計指示5%以上又は中間領域起動率計指示が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合は、ほう酸水注入を判断</p> <p>原子炉未臨界状態の確認：出力領域中性子束計指示5%未満又は中間領域起動率計指示が零又は負を確認</p> <p>停止ほう酸濃度を満足：1次冷却材ほう酸濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう酸濃度以上に濃縮されていることを確認</p> <p>余熱除去系が使用可能判断：1次冷却系圧力計指示 2.7MPa [gage] 以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）177℃以下にて使用可能と判断</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、手動による原子炉停止操作、手動タービントリップ操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本事故シーケンスグループの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から 10 分後に開始する。</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から 1 分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から 10 分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から 30 分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p> </div>

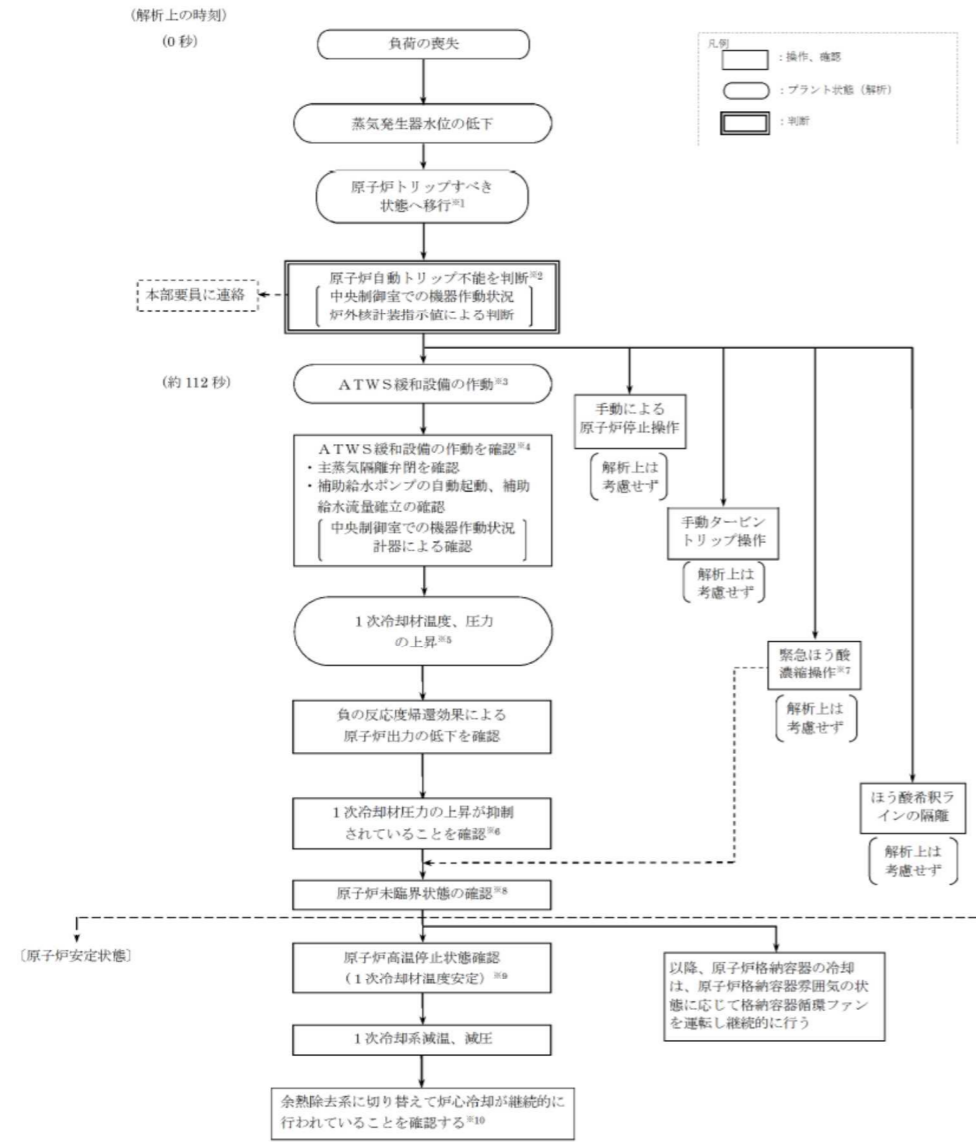


第 7.1.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



- ※1：蒸気発生器貯水水位 13%以下。
- ※2：出力領域中性子束計指示 5%以上又は中間領域起動率計指示が正。
- ※3：主給水流量喪失により蒸気発生器貯水水位が 9%以下まで低下すれば ATWS 緩和設備が作動する。
- ※4：ATWS 緩和設備の機能としてタービントリップも含まれるが、解析上、考慮していない。
- ※5：主蒸気隔離弁閉及び蒸気発生器水位の低下による除熱機能の低下により 1 次冷却材温度及び圧力が上昇する。
- ※6：原子炉出力の低下及び補助給水による 1 次冷却材の冷却により圧力の上昇が抑制される。
- ※7：原子炉を未臨界にするため、緊急ほう酸濃縮を実施する（準備完了次第実施する。）。
- ※8：出力領域中性子束計指示 5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負を確認。
サンプリングにより、燃料取替ほう酸濃度以上に濃縮されていることを確認。
- ※9：燃料取替ほう酸濃度まで濃縮操作が完了したことの確認及び 1 次冷却材温度 177℃以上確認。
- ※10：1 次冷却材圧力計指示が 2.7MPa(gage)以下及び 1 次冷却材高温側温度（広域）計指示が 177℃以下になれば、余熱除去系による冷却が可能。

第 7.1.5.3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
（「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展）



- ※1：蒸気発生器狭域水位13%以下。
- ※2：出力領域中性子束計指示5%以上又は中間領域起動率計指示が正。
- ※3：負荷の喪失により蒸気発生器狭域水位が9%以下まで低下すればATWS緩和設備が作動する。
- ※4：ATWS緩和設備の機能としてタービントリップも含まれるが、解析上、考慮していない。
- ※5：主蒸気隔離弁閉及び蒸気発生器水位の低下による除熱機能の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する。
- ※6：原子炉出力の低下及び補助給水による1次冷却材の冷却により圧力の上昇が抑制される。
- ※7：原子炉を未臨界にするため、緊急ほう酸濃縮を実施する（準備完了次第実施する。）。
- ※8：出力領域中性子束計指示5%未満及び中間領域起動率計指示が零又は負を確認。サンプリングにより、燃料取替ほう酸濃度以上に濃縮されていることを確認。
- ※9：燃料取替ほう酸濃度まで濃縮操作が完了したことの確認及び1次冷却材温度177℃以上確認。
- ※10：1次冷却材圧力計指示が2.7MPa(gage)以下及び1次冷却材高温側温度（広域）計指示が177℃以下になれば、余熱除去系による冷却が可能。

第 7.1.5.4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
（「負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗」の事象進展）

手続の項目	実施(名)	必要となる人員	備考
手続の項目	当班班長、当班主任	1	手続の完了、運転操作等
手続の項目	運転員A、B	2	<ul style="list-style-type: none"> ●主蒸気隔離弁閉確認 ●原子炉出力停止確認 ●原子炉出力が2%以上低下 ●補助給水ポンプ起動、蒸気発生器水位の確認 (中央制御室確認)
原子炉停止操作 (解析上考慮せず)	運転員B	[1]	●手動タービントリップ操作 (中央制御室操作)
原子炉停止確認 (解析上考慮せず)	運転員A	[1]	●原子炉出力確認
原子炉停止確認 (解析上考慮せず)	運転員B	[1]	●原子炉出力確認
原子炉停止確認 (解析上考慮せず)	運転員C	[1]	●手動タービントリップ操作 (中央制御室操作)
手動タービントリップ操作 (解析上考慮せず)	運転員C	1	●手動タービントリップ操作 (中央制御室操作)

上記手続に加え、本要員が手続中に運転員に連絡し、手続の進捗を確認する。また、運転員が手続中に運転員に連絡し、手続の進捗を確認する。また、運転員が手続中に運転員に連絡し、手続の進捗を確認する。

第 7.1.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗）

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間(分)	備考
	要員(名) 【】は他の要員が 稼働して来た要員	作業の内容		
状況判断	当班班長、当班主任 1 1	<ul style="list-style-type: none"> ●炉内状況、運転操作監視 ●炉内異常確認 ●炉内自動停止不備と判断し、ATWS運転状態動作を確認 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 	<p>2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24 26</p> <p>2時 異常発生 2時 異常発生発生 約11分 補助給水ポンプ自動起動 ▽ プラント監視開始</p> <p>10分</p>	
炉内停止操作 (運転上考慮せず)	運転員B 1	<ul style="list-style-type: none"> ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 	15分	
炉内停止操作 (運転上考慮せず)	運転員A 1	<ul style="list-style-type: none"> ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 	25分	
炉内停止操作 (運転上考慮せず)	運転員B 1	<ul style="list-style-type: none"> ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 	35分	
炉内停止操作 (運転上考慮せず)	運転員C 1	<ul style="list-style-type: none"> ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 ●炉内炉内圧が5%以上上昇 	25分	

第 7.1.5.6 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（負荷の喪失 + 原子炉トリップ失敗）

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

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

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生を想定する。</p> <p>ii. 原子炉トリップに失敗し、制御棒が挿入できない場合を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉の手動トリップには期待しない。</p> <p>iv. 反応度係数は、炉心サイクル寿命中の変化を考慮し、炉心のサイクル燃焼度に応じた現実的な値を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 補助給水ポンプの自動起動及びタービントリップ、原子炉減圧、2次冷却系強制冷却、化学体積制御系又は高圧注入系による緊急ほう酸注入による反応度制御、炉心冷却及び原子炉圧力上昇の抑制</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>確認結果（高浜）</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、RCPが停止せず1次冷却系の冷却が継続することで、負のフィードバック効果が小さくなるため、1次冷却系圧力の評価の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを 確認。 (原子炉停止機能喪失の場合)</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」の場合は、主給水流量の喪失が発生するものとし、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」の場合は、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生することを確認した。安全機能の喪失に対する仮定として、原子炉自動停止機能が喪失することを確認した。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件として、炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度は、定格値を用いる。減速材温度係数は、炉心サイクル寿命中の変化、炉心構成のばらつき、解析コードの不確かさ等を考慮し、負のフィードバック効果が小さくなるように、$-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$を用いる。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<ul style="list-style-type: none"> 減速材温度係数について、減速材温度係数の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるように設定していることを確認。 ドップラ特性について、ウラン燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる設定であることを確認。 	<p>ドップラ係数は、設計値を用いることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、事故条件である外部電源の有無については上記（i）のとおりに。</p> <p>減速材温度係数（初期値）：負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、サイクル初期の値をもとに保守的な値として、平衡炉心より正側の値である-13pcm/°Cを設定していることを確認した。また、事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価することを確認した。なお、原子炉100%出力時の減速材温度係数の初期値である-13pcm/°Cは、炉出力0%時における減速材温度係数の制限値（0pcm/°C）である。（添付資料7.1.5.4参照）</p> <p>ドップラ特性：ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮した設計値を用いることを確認した。なお、ドップラ特性は、取替炉心毎に大きく変わらず、評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果が大きくなることにより評価結果は厳しくなる方向であることを確認した。また、事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価することを確認した。</p> <p>その他の初期条件：炉心熱出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度については定格値を用いることを確認した。また、炉心熱出力等の不確かさを考慮した結果は、「(3) 感度解析」にて確認する。</p> <p>上記以外については、「第7.1.5.2表「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）」、「第7.1.5.3表「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）」において、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備の作動設定値を確認。 ・ 主蒸気ラインの隔離完了までの時間を確認。 ・ 補助給水ポンプの作動台数と流量を確認。 	<p>(i) 機器条件として、ATWS 緩和設備からの作動信号（主蒸気ラインの隔離等が自動で行われるための信号）は、蒸気発生器狭域水位計指示値 7%到達で発信されるものとする。これは、作動設定点の設定範囲の中の下限值となるため、1次冷却系圧力の評価の観点では、厳しい設定であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.1.5.2 表「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失）」、「第 7.1.5.3 表「原子炉停止機能喪失」の主要解析条件（負荷の喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>ATWS 緩和設備作動設定値：本設備の作動設定値は、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ設定値を下回る蒸気発生器狭域水位 7%とする。また、ATWS 緩和設備は信号遅れとして 2 秒を、安全保護系の作動を阻害しないよう、本設備の不要な動作を回避するためのタイマー（設定値 10 秒）を設けている。この信号遅れとタイマー設定値の遅れについては、解析上は、主蒸気ライン隔離、補助給水ポンプの作動時間で考慮する。</p> <p>補足説明資料「44-6(3) ATWS 緩和設備に関する健全性について」において、ATWS 緩和設備の作動遅れの考え方が示されている。</p> <p>主蒸気ライン隔離：主蒸気ライン隔離時間は、ATWS 緩和設備の信号遅れ(2 秒)、タイマー設定値(10 秒)及び主蒸気隔離弁閉止時間(5 秒)を考慮して、ATWS 緩和設備作動設定値到達から 17 秒後とする。</p> <p>補助給水ポンプ流量：電動補助給水ポンプ 2 台、タービン動補助給水ポンプ 1 台作動により、蒸気発生器 3 基合計で 190m³/h で給水されるものとし、ATWS 緩和設備の信号遅れ(2 秒)、タイマー設定値(10 秒)及び補助給水ポンプの定速達成時間を考慮して、ATWS 緩和設備作動設定値到達から 60 秒後に注水を開始する。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(iii) 本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している主給水系及び安全機能の喪失を仮定している原子炉停止機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>手動による原子炉停止操作（有効性評価上、期待しない操作）：「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は運転員等計 3 名であり、現場での MG セット発電機出力側しゃ断現場開操作に 3 分、原子炉トリップし</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>や断器現場開操作に3分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、本操作は有効性評価上、考慮していない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、ATWS緩和設備により、自動的に主蒸気ラインの隔離等を行うため、解析上の運転員操作はないことを確認した。具体的には、ATWS緩和設備より自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気のしゃ断及び補助給水ポンプ起動による蒸気発生器への注水により、1次冷却系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はないことを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」については、第7.1.5.17、18図より、事象発生とともに蒸気発生器2次側保有水量が低下していること、事故発生直後から補助給水ポンプが起動するまでの間は給水流量が零となっていることから、起因事象として主給水流量喪失が生じていることを確認した。「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」については、第7.1.5.26図より、事象発生とともに2次冷却系除熱量が低下していることから、起因事象として負荷の喪失が生じていることを確認した。また、第7.1.5.7、19図より、双方の重要事故シーケンスともに起因事象の発生によりプラントに外乱が生じているにも関わらず、原子炉出力が100秒程度までは約80%程度に維持されていることから、原子</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水流量 ・ 蒸気流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 加圧器逃がし弁、加圧器安全弁流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次系除熱量 ・ 1次系圧力 ・ 1次冷却材平均温度 ・ 原子炉出力（反応度） ・ 加圧器保有水量 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>炉自動停止機能を喪失していることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.5.14、26図より、ATWS緩和設備の作動により、主蒸気ラインが隔離されるとともに蒸気発生器水位が低下することにより2次冷却系除熱量が低下していることを確認した。第7.1.5.8、20図より、2次冷却系除熱量の低下に伴って1次冷却材平均温度が上昇していること、第7.1.5.7、19図より、これに伴って減速材温度フィードバック効果により、原子炉出力が低下していることを確認した。また、第7.1.5.9、10図及び第7.1.5.21、22図より、ATWS緩和設備の作動に伴う2次冷却系除熱量の低下により1次冷却材圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁、安全弁の作動により1次冷却系の過圧が抑制されていることを確認した。また、1次冷却材平均温度の上昇、1次冷却材の比体積の増加による加圧器へのインサージに伴う加圧器保有水量（水位）の増加、これに伴う加圧器逃がし弁・安全弁の質量流量の増減等、トレンド図には物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>④ 上記③と同様である。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.5.7原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて）において、1次系温度変化に伴う減速材反応度帰還効果及び燃料温度変化に伴うドップラ反応度帰還効果の推移と出力推移の関係が示されている。</p>
<p>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」における評価項目となるパラメータについては、主給水流量喪失の発生後、蒸気発生器水位の低下に伴い、ATWS緩和設備からの作動信号による主蒸気ラインの隔離により、1次冷却材温度が上昇し、負のフィードバック効果により原子炉出力は低下する。また、1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCTは約360℃に、1次冷却系の最高圧力は約18.4MPa[gage]に抑えられる。加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていること、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」については、負荷の喪失の発生後、1次冷却材温度及び圧力が上昇するが、1次冷却材温度の上昇による負のフィードバック効果により原子炉出力は低下する。その後、蒸気発生器水位の低下に伴う除熱能力の低下により、再び1次冷却材温度は上昇し、負のフィードバック効果により原子炉出力はさらに低下する。また、1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCTは約360℃に、1次冷却系の最高圧力は約18.5MPa[gage]に抑えられる。加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、原子炉自動停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならないことを確認した。 ② 原子炉冷却材圧力パウンダリにかかる圧力の最高値は、約18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、格納容器スプレイ設備の作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器圧力上昇の観点からより厳しいDBA解析の結果で包絡できることを示している）

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>※ 上記①～③は「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」の結果であるが、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」についても同様の結果であることを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」について、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」ともに、緊急ほう酸濃縮により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気大気放出弁の開操作等により、1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.5.8、9図及び第7.1.5.20、21図にあるとおり、事象発生後600秒時点において1次冷却材温度及び圧力は整定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気大気放出弁及び補助給水系を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続するとともに緊急ほう酸濃縮により未臨界を確保することにより、事象発生の約3.6時間後に高温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後は、1次冷却系の減温、減圧を行い、事象発生の約11時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生の約23時間後に低温停止状態になる。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できることを確認した。（添付資料7.1.5.2及び7.1.5.8参照）</p> <p>解析で示しているのは事象発生600秒までであるが、補足説明資料（添付資料7.1.5.2 ATWS事象におけるプラント整定から事象収束までの運転操作の成立性について）において、緊急ほう酸濃縮、余熱除去系による炉心冷却までの所要時間や成立性について示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.5.8 安定停止状態について）において、原子炉の安定停止状態は、「緊急ほう酸濃縮により燃料取替ほう酸濃度まで1次冷却材を濃縮後、加余熱除去系が使用可能となる1次冷却材の温度、圧力まで減温、減圧し、さらに、余熱除去系により1次冷却材温度93℃以下まで冷却され、炉心の冷却が維持されている状態」としていることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

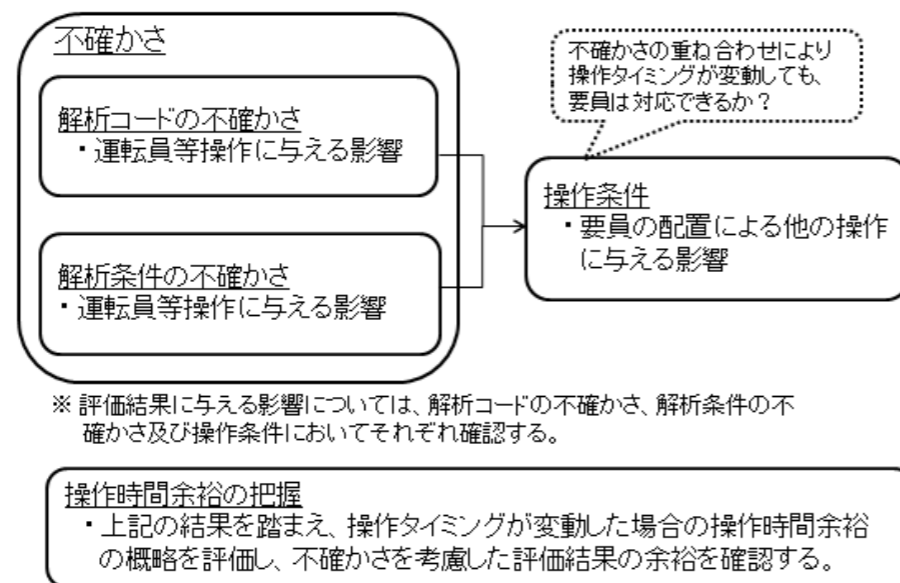
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 6.7.1）</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員操作の起点となる事象が抽出されているか確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスは、事象進展は早い、ATWS 緩和設備により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次冷却系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 本重要事故シーケンスでは、ATWS 緩和設備が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、SPARKLE-2 では、ATWS 時のドップラフィードバック効果を解析する際に、核データライブラリ ENDF/B-VII.0 を用いて計算したドップラ係数を使用している。ドップラ係数に関する計算ベンチマークの解析結果によれば、ENDF/B-VII.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外の解析コードで計算したドップラ係数の標準偏差は 10%程度と報告されており、この誤差が ATWS の解析結果に影響を与える可能性がある。また、ATWS について解析した場合、加圧器及び蒸気発生器の挙動モデルにおいて、試験データと比較して、1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度、温度を数℃程度低く評価する傾向があり、解析結果に影響を与える可能性がある。これらの影響については、解析条件の不確かさの影響との重畳も考慮し、「c. 感度解析による影響評価」に記載することを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 実機の減速材温度係数測定検査及びモンテカルロコードの解析結果との比較から、炉心における減速材反応度帰還効果の不確かさとして、減速材温度係数を絶対値で 3.6pcm/℃大きく、炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさとして、10%小さく評価することを確認した。 ・ NUPEC 管群ボイド試験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさとして、炉心ボイド率を 8%大きく評価することを確認した。 ・ LOFT L6-1 及び L9-3 試験との比較から、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達及び 2 次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で 1 次系温度を 2℃、1 次系圧力を 0.2MPa 低く評価する可能性があることを確認した。以上より、解析コードの不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。 <p>② 解析コードが有する不確かさが評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさについては、炉心ボイド率を 8%大きく評価する可能性があることから、実際の炉心ボイド率は小さくなり、1 次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1 次冷却材温度上昇時における負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、1 次冷却材圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していない

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>ことから、炉心の沸騰・ポイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさ、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトの不確かさについては、これらの不確かさを重畳させた場合の影響を感度解析にて影響を評価することを確認した。なお、炉心における減速材反応度帰還効果の不確かさについては、(2)解析条件の不確かさの影響評価の2.1)(i)②で確認する。 <p>補足説明資料（添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p>	<p>※ 本重要事故シーケンスでは、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心熱出力、1次系圧力、1次系温度の不確かさは考慮されているか確認。</p> <p>② 減速材温度係数の不確かさ及び設定の考え方を確認。</p> <p>③ ドップラ係数の不確かさ及び設定の考え方を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度については定格値を用いており、その不確かさとして、正側の定常誤差（炉心熱出力：+2%、1次冷却系圧力：+0.21MPa、1次冷却材温度：+2.2℃）により、実際には定格値よりも大きくなる可能性があるとしている。これらの影響については、解析コードの不確かさの影響との重畳も考慮し、「c. 感度解析による影響評価」に記載することを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</u></p> <p>① 炉心熱出力、1次冷却材圧力及び1次冷却材平均温度について、初期定常誤差を考慮した場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響は感度解析にて確認する。</p> <p>② 減速材温度係数のサイクル寿命中の変化及び取替炉心毎の変動を考慮し、最確条件（設計値）の減速材温度係数を用いた場合、解析条件として設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次冷却材温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ ドップラ特性の取替炉心毎の変動を考慮し、最確条件のドップラ特性を用いた場合においても、解析条件として設定しているドップラ特性と大きく変わらないため、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくないが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響は感度解析にて確認する。</p> <p><u>補足説明資料（添付資料 7.1.5.10 原子炉停止機能喪失の有効性評価における原子炉圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について）において、MCT 初期値、ドップラ効果、初期定常誤差（炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力）の組み合わせを含めた不確かさ評価の検討結果が示されている。</u></p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

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

(3) 感度解析

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 感度解析による不確かさの影響評価について</p> <p>1) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているか確認する。</p> <p>(i) 解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを考慮した場合の評価結果に与える影響は把握されているか確認する。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 解析条件の不確かさである炉心熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びに解析コードの不確かさであるドップラ反応度帰還効果の不確かさを重畳させた場合の評価結果に与える影響を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを考慮した場合の評価結果に与える影響について、解析コードの不確かさとしてドップラフィードバック効果、解析条件の不確かさとして炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度の正側の定常誤差があり、これらの全てが厳しい方向に重畳する可能性もあることから、この重畳を考慮した感度解析を実施した。なお、ドップラフィードバック効果については、感度解析において、ドップラ係数の設計値に対して20%増加させる。結果として、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」では、1次冷却系圧力の最高値は約19.6MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」では、1次冷却系圧力の最高値は約19.5MPa[gage]となる。さらに、解析コードにおける加圧器及び蒸気発生器の挙動モデルに起因する不確かさとして、1次冷却系圧力を数百kPa程度、温度を数℃程度低く評価する傾向があることを考慮しても、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回ることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.5.4、5表、第7.1.5.31、32図に示すとおり、初期定常誤差とドップラ反応度フィードバック効果を重畳させた場合の原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」において約19.6MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」において約19.5MPa[gage]となり、初期定常誤差及びドップラ反応度フィードバック効果による不確かさを考慮しない場合の結果(主給水流量喪失:約18.4MPa[gage]/負荷の喪失:約18.5MPa[gage])に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回っており、不確かさを考慮しても評価項目を満足していることを確認した。</p>

(4) 操作時間余裕の把握

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

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について 1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>確認結果（高浜）</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。 ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉は14名、3号炉及び4号炉は14名であり、合計27名（全体指揮者1名は共通）である。これに対して、重大事故等対策要員は170名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、複数号機同時発災の場合においても、必要な重大事故等対策要員を確保できていることから、対応可能であることを確認した。</p> <p>（ii）電源供給量の充足性について、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。 ① ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 復水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンクが枯渇するまでの水量約 513m³ の使用を考慮し、事象発生後約 8.5 時間の注水継続が可能である。余熱除去系による炉心冷却は、事象発生約 11 時間後から使用可能となるため、復水タンク枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約 2.5 時間は、常用設備による復水タンクへの補給が必要となる。余熱除去系による炉心冷却に切替以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水は不要であり、復水タンクへの補給は不要であることを確認した。なお、外部電源喪失を想定した場合は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの約 2.5 時間は、復水タンクに送水車（約 210 m³/h）等による補給を行う。</p>
<p>(iv) 発災から 7 日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から 7 日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 335.9kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量 360kL で対応が可能である。また、仮に外部電源の喪失を仮定しても、2.5 時間の送水車の運転継続に必要な軽油量は、約 200.0L であり、発電所内に備蓄された軽油量約 14,000L で対応が可能である</u>ことを確認した。水源については、上記(iii)にあるとおり、初期対策としては復水タンクの保有水を用い、余熱除去系による炉心冷却に移行するまでの間は常用設備による復水タンクへの補給を実施することを確認しており、発災から 7 日間については水源、燃料ともに外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p data-bbox="121 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="121 369 593 401">・ 1.～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="121 415 1012 579">・ 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1023 279 2822 352">事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している ATWS 緩和設備の自動作動による負のフィードバック効果によって原子炉出力を抑制する対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1023 369 2822 579">重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」において ATWS 緩和設備の機能に期待した場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮し、それらを重畳させた場合でも、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（制御棒駆動設備、主給水ポンプ等）の復旧や手動による原子炉停止操作等を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復等も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1023 596 2822 669">また、ATWS 緩和設備の機能による原子炉出力の抑制により炉心の損傷を回避した後、原子炉を未臨界状態とし、安定停止状態へ導くために、緊急ほう酸濃縮や余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1023 686 2297 718">さらに、対策等に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1023 735 2822 808">「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1023 861 2822 934">以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

ECCS注水機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.6-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.6-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.6-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.6-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.6-10
(1) 有効性評価の方法	2.6-10
(2) 有効性評価の条件	2.6-12
(3) 有効性評価の結果	2.6-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.6-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.6-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.6-23
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.6-23
b. 操作条件	2.6-25
(3) 操作時間余裕の把握	2.6-26
4. 必要な要員及び資源の評価	2.6-27
5. 結論	2.6-29

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：ECCS注水機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）																						
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・ 小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・ 極小LOCA時に充てん注入機能又は高圧注入機能が喪失する事故 ・ DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧注入機能が喪失する事故 <p>（補足説明資料 第6.2.2表 抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1196 743 2594 1056"> <tr> <td rowspan="4" style="text-align: center;">(f) ECCS注水機能喪失</td> <td style="text-align: center;">○ 中破断LOCA+高圧注入失敗</td> <td rowspan="4" style="text-align: center;">2次冷却系強制冷却 +低圧注入</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">中</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">小破断LOCA+高圧注入失敗</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">高</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">極小LOCA+充てん/高圧注入失敗</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">中</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> </table>	(f) ECCS注水機能喪失	○ 中破断LOCA+高圧注入失敗	2次冷却系強制冷却 +低圧注入	低	高	高	中	小破断LOCA+高圧注入失敗	低	中	中	高	極小LOCA+充てん/高圧注入失敗	低	低	低	中	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗	中	中	中	低
(f) ECCS注水機能喪失	○ 中破断LOCA+高圧注入失敗		2次冷却系強制冷却 +低圧注入		低	高	高	中															
	小破断LOCA+高圧注入失敗				低	中	中	高															
	極小LOCA+充てん/高圧注入失敗				低	低	低	中															
	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗	中		中	中	低																	

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>中小破断 LOCA の発生後、ECCS 注水機能の喪失に伴い1次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、2次冷却系を強制的に減温・減圧することにより1次冷却系を減温・減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある</u>ことを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、2次冷却系を強制的に減圧することで1次冷却系を減圧・減温する機能であり、具体的には、2次系強制冷却による1次冷却系の減圧・減温によって、漏えい量の低減を図るとともに炉心注水の促進を図ることで、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

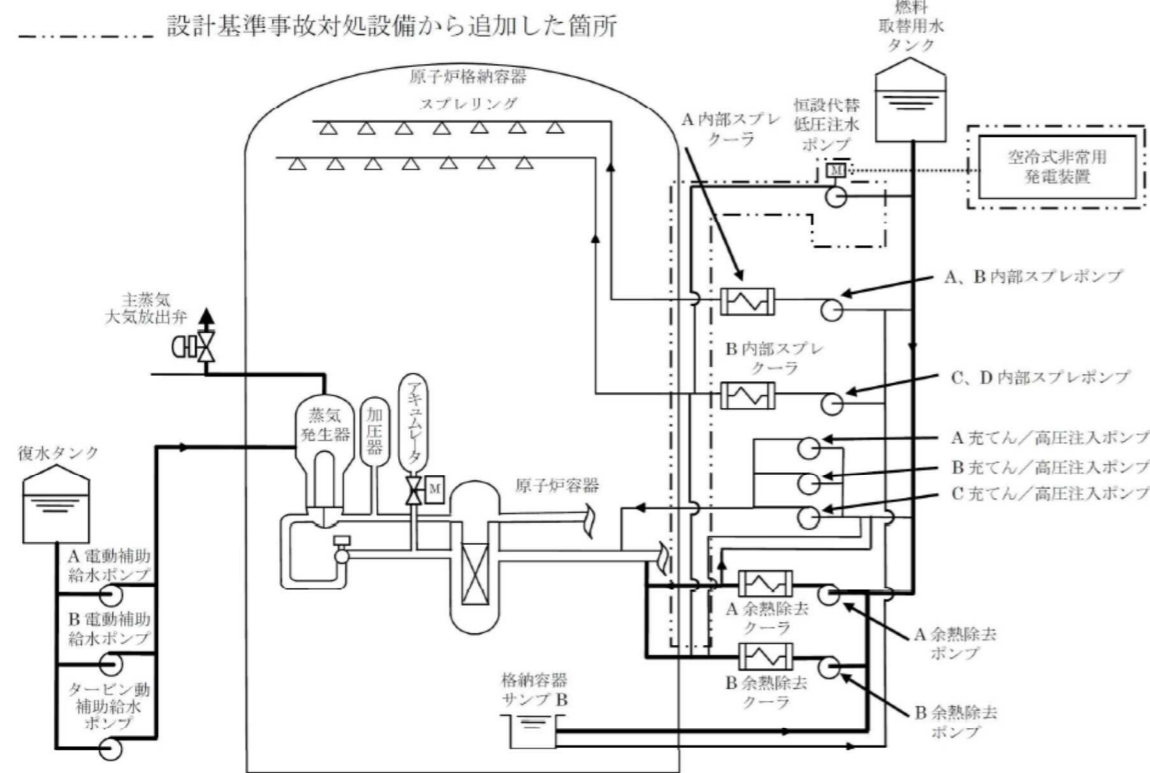
(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい及び高圧注入系の機能喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について」において、1次冷却材の漏えい判断に係る計装として1次冷却材圧力、加圧器水位等が、高圧注入機能の喪失に係る計装として、低温側安全注入流量、燃料取替用水タンク水位が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気大気放出弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁、蒸気発生器、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、2次系強制冷却により1次冷却系圧力が十分低下すれば、低圧注入による炉心冷却を実施する。このため、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の炉心損傷防止対策である補助給水ポンプ及び主蒸気大気放出弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入については、「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について」において、2次系強制冷却で用いる重大事故等対処設備として、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ等が、余熱除去ポンプによる低圧注入等で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[※]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、格納容器サンプB水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、低圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、格納容器サンプB等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である余熱除去系による低圧再循環運転に係る手順については、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整備されていることを確認した。また当該対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について」において、余熱除去系による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、余熱除去系による低圧再循環運転を実施することにより最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。また、1次冷却材が原子炉格納容器内へと移行することで、原子炉格納容器圧力・温度が上昇するが原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.6.9）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「低圧再循環による炉心冷却の維持」とすることが示されている。</p> <p>また、（添付資料7.1.6.9）において、破断口径が2、4、6インチの場合の低圧再循環運転への切替時間の評価結果が示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>（ECCS注水機能喪失の場合）</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 2次系強制冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材圧力、主蒸気ライン圧力、補助給水流量等が挙げられていること</p>

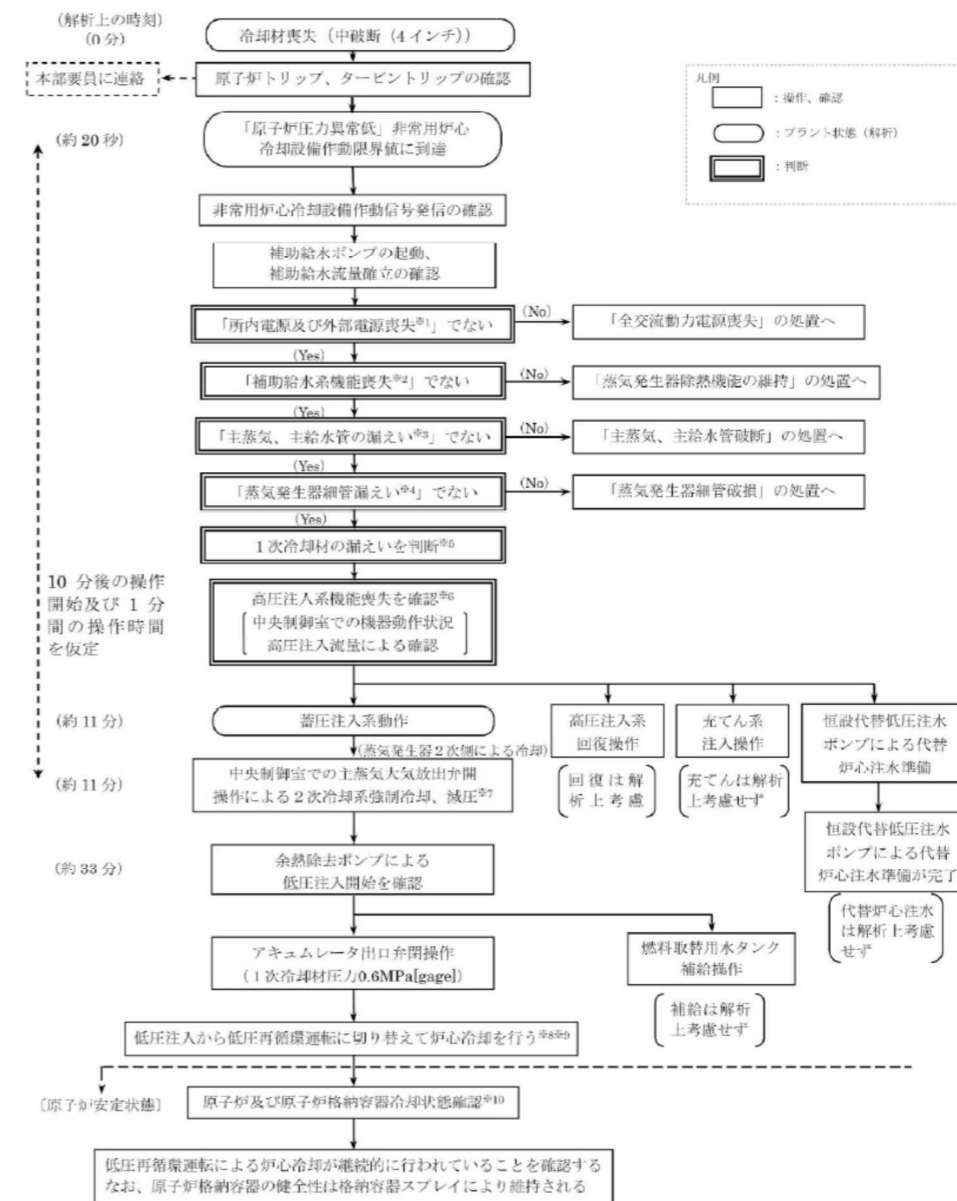
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>① 2次系強制冷却に係る計装設備を確認。</p> <p>② 余熱除去系による炉心の冷却・除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>を確認した。</p> <p>② 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備として、余熱除去クーラ出口流量、燃料取替用水タンク水位等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (ECCS注水機能喪失の場合)</p> <p>① 余熱除去系の再循環運転による炉心冷却・除熱への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%になれば格納容器サンプB広域水位指示59%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入系回復操作 ・ 燃料取替用水タンク補給操作 <p>② 高圧注入系回復操作については、「添付資料7.1.6.1 ECCS注水機能喪失に対する手順内容について」において、高圧注入の動作不能を判断した段階で、主蒸気大気放出弁の開操作による2次系強制冷却を実施し、蓄圧及び低圧注入を促す一方、高圧注入機能の復旧、充てん系による注水、恒設代替低圧注水ポンプの準備を実施すること、燃料取替用水タンクへの補給については、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」に整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3 第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、炉心注入、給水源等について、米国・欧州での対策との比較を行っており、高浜1/2号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・</p>	<p>(i) 2次系強制冷却に関連する設備として、補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気大気放出弁等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図(第7.1.6.1図)に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連する余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ、格納容器サンプB等及びこれ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>らを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.1.6.3～5 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要（「中破断 LOCA 時+高圧注入失敗」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断基準、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>② 事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>1 次冷却材の漏えい判断：加圧器圧力及び水位、原子炉格納容器内圧力及び温度、格納容器サンプル A、B 水位、格納容器内エリアモニタ等のパラメータにより判断</p> <p>高圧注入機能喪失の判断：充てん/高圧注入ポンプトリップ等による運転不能、低温側安全注入流量が確認できないことにより判断</p> <p>補助給水流量調整判断：蒸気発生器水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合、蒸気発生器狭域水位計指示範囲内に維持するよう調整（第 7.1.6.2 表）</p> <p>アキュムレータ出口弁閉止判断：余熱除去ポンプによる低圧注入が開始され、1 次冷却材圧力計指示が安定（0.6MPa[gage]到達）すれば、アキュムレータ出口弁を閉止</p> <p>低圧再循環への切り替え判断：燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達及び格納容器サンプル B 広域水位指示 59%以上により再循環切替操作を判断</p> <p>原子炉安定状態確認（2 インチ）：事象発生後約 4 時間後に低圧再循環に切り替え、炉心の長期的冷却が可能となり、原子炉安定停止状態を判断</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系</p>	<p>(i) タイムチャートは 「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートにおいて、具体的な作業項目、事象進展と経過時間、必要な要員について全体的に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 高圧注入機能の回復操作や燃料取替用水タンク補給操作等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>



第 7.1.6.1 図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



- ※1：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2：すべての蒸気発生器狭域水位計指示が0%未満及びすべての補助給水流量計指示の合計が75m³/h未満。
- ※3：蒸気発生器水位及び圧力の低下、主蒸気流量上昇。
- ※4：蒸気発生器細管漏えい監視モニタ上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下。
- ※5：漏えいの確認は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプA及び格納容器サンプB水位、格納容器内エアモニタ
- ※6：高圧注入流量が確認できない場合、又は炉心出口温度350℃以上。
- ※7：冷却材喪失及び高圧注入喪失と判断した後、主蒸気大気放出弁による2次冷却系強制冷却を実施する。
- ※8：低圧再循環運転
・余熱除去クーラへの原子炉補機冷却水供給。
・余熱除去ポンプ水源切替え（燃料取替用水タンク→格納容器サンプB）
・低圧再循環運転を開始後は、蒸気発生器の器内に残存している高温水の入替えが完了すれば主蒸気大気放出弁を閉操作する。
- ※9：燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%到達及び格納容器サンプB広域水位計指示が69%以上となれば、低圧再循環運転への切替えを実施する。
- ※10：状態確認は低温停止しほう素濃度確認（必要により濃縮）及び1次冷却材温度93℃以下を確認する。
また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

第 7.1.6.4 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
（「中破断LOCA（4インチ破断）+高圧注入失敗」の事象進展）

必要な要員と作業項目		経過時間(秒)										経過時間(分)							備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	10	20	30	40	50	60	70				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容										事象発生 約20秒 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 約11分 アキュムレータ注水開始 約11分 2次冷却系強制冷却開始 約33分 低圧注入系からの注水 プラント状況判断										
状況判断	当直課長、当直主任 1号 2号 1 1	●号炉ごと 運転操作指揮																				
2次冷却系強制冷却操作	運転員B	[1]	[1]	●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動確認 ●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●1次冷却材の漏えいを判断、蒸気発生器細管漏えいの確認 ●主蒸気、主給水管の漏えいの確認、高圧注入系動作不能の確認 (中央制御室確認)										10分								
高圧注入系回復操作 (解析上考慮せず)	運転員B 運転員E	[1]	[1]	●主蒸気大気放出弁開操作 (中央制御室操作)										1分							2次冷却系強制冷却が、解析上、期待している約11分までに実施できる。	
高圧注入系回復操作 (解析上考慮せず)	運転員E	1	1	●充てん/高圧注入ポンプ起動操作 (中央制御室操作)										5分							適宜実施 ※1	※1高圧注入系回復操作を適宜実施する。
高圧注入系回復操作 (解析上考慮せず)	運転員E	1	1	●充てん/高圧注入ポンプ起動操作、失敗原因調査 (現場操作)										12分							適宜実施 ※1	
低圧注入系確認	運転員B	[1]	[1]	●余熱除去ポンプによる低圧注入確認 (中央制御室確認)										2分								
アキュムレータ出口弁操作	運転員B	[1]	[1]	●アキュムレータ出口弁閉操作 (中央制御室操作)										5分								
電源盤確認、復旧操作	運転員C	[1]	[1]	●電源盤確認、復旧操作 ※2 (現場操作)										30分							適宜実施	復旧に失敗 ※2電源盤確認実施に基ずる時間は30分に 網羅される。その後は他に考えられる原因を 調査し回復を試みる。
恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 (解析上考慮せず)	運転員A	[1]	[1]	●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)										10分								
恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 (解析上考慮せず)	運転員D	1	1	●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作)										12分								
燃料取替用水タンク補給操作 (解析上考慮せず)	運転員D	[1]	[1]	●燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)										15分								
燃料取替用水タンク補給操作 (解析上考慮せず)	運転員A	[1]	[1]	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)										5分								
機器の復旧作業	保守部門員	-	-	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※3 (現場操作)										適宜実施							※3通常の交通状態での召集を期待。	

上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。
 なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

第 7.1.6.7 図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間
 (中破断LOCA (4インチ破断) + 高圧注入失敗)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

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

(2) 有効性評価の条件

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(ECCS注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 中破断 LOCA を想定している場合、中破断 LOCA の口径には幅があるため、選定の考え方を確認（破断口径のスペクトル解析を行って傾向が把握されているか）。 	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、常用系機器の機能喪失及び工学的安全設備の作動遅れにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとし、破断口径は、約 0.15m (6 インチ)、約 0.1m (4 インチ)、約 0.05m (2 インチ) とする。これは、高圧注入系が機能喪失した場合、低圧注入を行うために 1 次冷却系の減圧が必要な破断口径の範囲として、不確かさも考慮した設定である。破断位置は、低温側配管（原子炉圧力容器と ECCS の注水配管の間）とする。この場合、破断ループに接続された ECCS の注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。また、安全機能喪失の仮定として、高圧注入機能が喪失するものとしており、起因事象や安全機能喪失の仮定は、PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② 「第 7.1.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」 の主要解析条件 (中破断 LOCA+高圧注入失敗)」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱、1 次材圧力/平均温度、安全機能の喪失に対する仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(ECCS注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプの使用台数、用いる注入特性とその考え方を確認。 ・ 補助給水ポンプについて、使用台数、流量等を確認。 ・ 主蒸気逃がし弁の使用個数、容量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持圧力・初期保有水量の設定とその考え方を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>確認結果（高浜）</p> <p>(i) 機器条件として、アキュムレータの保有水量は、最小保有水量 29.0m³/基を用いる。また、低圧注入における炉心注水流量は、余熱除去ポンプ2台使用時の最小注入特性を用いることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.1.6.2表「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件(中破断LOCA+高圧注入失敗)」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>原子炉トリップ信号：原子炉圧力低（12.83MPa[gage]、応答時間 2.0 秒）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計器誤差を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。</p> <p>余熱除去ポンプ：炉心への注水は、余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、炉心への注水流量を少なくする観点から、設計値に注水配管の管路抵抗等を考慮した最小注入特性（低圧注入特性：0～約 740m³/h、0～約 0.7MPa[gage]）として設定。</p> <p>補助給水ポンプ：補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して ECCS 作動限界値到達から 60 秒後に給水を開始する設定とし、流量は蒸気発生器 3 基合計で 190m³/h と設定。</p> <p>アキュムレータ：炉心への注水のタイミングを遅くする観点及び炉心注水を少なくする観点で、最低保持圧力及び最低保有水量（4.04MPa[gage]、29.0m³/基）として設定。</p> <p>主蒸気大気放出弁：定格主蒸気流量の 10%/個を設定。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.2.13 全交流動力電源喪失におけるアキュムレータ初期条件の設定の影響について 別紙2）において、アキュムレータ内の圧力変化に伴う注水量の差異について、最低保有水量時と最高保有水量時の差異の結果が示されている。</p> <p>(iii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能について、重大事故等対策に関連する機器条件として設定されていないことから、復旧を期待せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>ートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、2次冷却系強制冷却及び補助給水流量調整、アキュムレータ出口弁閉止、低圧再循環切替操作については中央制御室からの操作であり、現場操作はない。</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給操作（有効性評価上期待しない操作）：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員等1名及び現場の運転員等1名であり、現場での系統構成に15分、中央制御室での補給操作5分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>2次系強制冷却操作の開始時間は、ECCS 作動信号の発信から10分後とし、主蒸気大気放出弁の開操作に1分を要するとする</u>ことを確認した。この設定は「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に倣ったものあることを確認した。さらに、実際には行うが有効性評価上は期待しない現場操作である、高圧注入機能の回復操作は現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間としていることを確認した。</p> <p>③ 2次冷却系強制冷却の操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p>	
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.1.6.12、22、32図より、事象発生と同時に破断流量が確認できること、破断口径の相違に応じた破断流量の挙動となっていることを確認した。また、第7.1.6.9、19、29図からは、LOCAの発生により1次冷却材圧力が低下していること、破断口径の相違に応じた1次冷却材圧力の低下挙動が示されていることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.6.18、28、38図より、2次冷却系強制冷却の開始により連続的な主蒸気流量が確認できること、第7.1.6.16、26、36図からは2次冷却系強制冷却の開始により2次冷却系圧力が低下していること、第7.1.6.17、27、37図からは主蒸気の放出による蒸気発生器の保有水の減少に追従して補助給水は最大流量（約17kg/s/SG=190m³/h*1000kg/3600秒/3基）で注入されていることから、2次冷却系強制冷却に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.6.9、19、29図より、2次冷却系強制冷却により1次冷却材圧力が低下し、アキュムレータ及び余熱除去系による注入が促進されること、第</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(ECCS 注水機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 破断流量の推移 動的機器の作動状況： ・ 主蒸気流量 ・ ECCS 注水流量 ・ 補助給水流量 対策の効果： ・ 2次系圧力 ・ 1次系圧力 ・ ECCS 注水流量 ・ 破断流量 ・ 1次系保有水量 ・ 気泡炉心水位 ・ 燃料被覆管温度</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>7.1.6.12、22、32 図において破断流量が低下していること、第 7.1.6.13、23、33 図において、気泡炉心水位はループシールの形成時やアキュムレータや余熱除去系による注入が開始するまでの期間においては TAF 以下となるものの、それ以外の期間においてはアキュムレータ、余熱除去系の作動により冠水状態を維持していることから燃料被覆管の温度は 1200℃を下回っていることを確認した。また、破断流量の増減、1 次冷却材圧力や気泡炉心水位の変曲点等については、アキュムレータや余熱除去系による注入の影響、1 次冷却系内の流動状況等の関係を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.6.8 「ECCS 注水機能喪失」における注水源の水温の影響について）において、燃料取替用水タンク等の水温の影響についての感度解析の結果が示されている。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。 ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1 次系の圧力損失を考慮した 1 次系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、ECCS 注水機能の喪失に伴い 1 次冷却系の保有水量が減少し、6 インチ破断及び 4 インチ破断の場合は、炉心が露出するが、2 次系強制冷却、蓄圧注入及び低圧注入により、PCT は 6 インチ破断の場合は約 521℃、4 インチ破断の場合は約 765℃、2 インチ破断の場合は約 390℃であり、4 インチ破断の場合でも、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまる。また、1 次冷却系の最高圧力は、いずれの場合も約 16.2MPa[gage]に抑えられる。中破断 LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）において、大破断 LOCA を想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.233MPa[gage]（2 号炉は約 0.232MPa[gage]）に、原子炉格納容器の最高温度は約 122℃に抑えられることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料被覆管温度は、ループシールの形成時やアキュムレータや余熱除去系による注入が開始するまでの期間においては気泡炉心水位が TAF 以下となることから上昇傾向を示すものの、破断口径 2、4、6 インチの結果ともに、評価期間を通じて 1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならないことを確認した。</p> <p>② 本重要事故シーケンスでは LOCA を想定しており、1 次冷却材圧力は初期値である 15.9MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。</p> <p>③ LOCA の発生により 1 次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器圧力上昇の観点からより厳しい DBA 解析の結果で包絡できることが示されている）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、第7.1.6.15、25、35図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である2次冷却系強制冷却によるアキュムレータと余熱除去系の作動促進及び漏えい量の低減により、燃料被覆管の温度は1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、低圧再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.6.13、23、33図にあるとおり、事象発生後60分時点においても気泡炉心水位はTAF以上を維持すること、第7.1.6.15、25、35図より燃料被覆管温度は低下傾向を示していること、事象発生から約4時間以降は余熱除去系による低圧再循環運転に移行して継続的に炉心の冷却を実施することにより原子炉安定停止状態を維持できることを確認した。また、LOCAの発生により、1次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器圧力上昇の観点からより厳しいDBA解析の結果で包絡できることが示されている。）</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.6.9「安定停止状態について」）において、余熱除去系が低圧再循環運転を実施できる条件となるまでの時間評価を行っており、低圧再循環が可能となる時間は6インチで約2.2時間後、4インチで約2.7時間後、2インチで約4時間後であることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

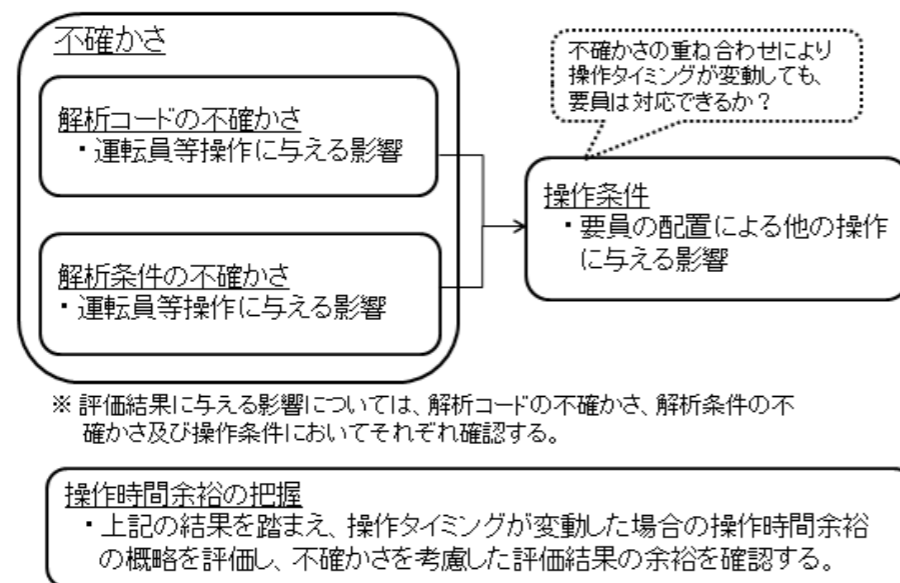
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>（参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の視点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 6.7.1）</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、ECCS 作動信号の発信を起点に操作を開始する2次冷却系強制冷却であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 ・ TMI 事故解析との比較から、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく、燃料被覆管温度を高く評価することを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性があることを確認した。 ・ 美浜 2 号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析との比較から、1 次冷却系における 1 次冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性があること、また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1 次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2 次冷却系強制冷却による減圧時に 1 次冷却材圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達の不確かさとして、2 次冷却系強制冷却による減圧時に 1 次冷却材圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを踏まえた場合、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないこと、炉心水位を起点としている運転員等操作はないこと、1 次冷却系における 1 次冷却材放出の不確かさはあるものの、破断口径に関するスペクトル解析（2、4、6 インチ）にて 1 次冷却材放出の不確かさを考慮していること、ECCS 作動信号は二相臨界流の状態（約 8MPa [gage] 以下）ではなく、事象初期のサブクール臨界流の時点で発信（約 15.4MPa [gage] ～約 8MPa [gage] の範囲）し、2 次系強制冷却開始より前にでありことから、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>M-RELAP5 を用いて 1 次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して 2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減温・減圧時に、1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度高く評価する傾向がある。このため、解析結果よりも 1 次冷却系の減温・減圧が速くなることで、実際の漏えい流量は少なくなり評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 ・ 炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく、燃料被覆管温度を高く評価することを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3 m 低く評価する可能性があることを確認した。 ・ Marviken 試験解析との比較から、1 次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの破断流モデルは、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認していること、また、二相領域での漏えい量について-10%～+50%の不確かさがあることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1 次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2 次冷却系強制冷却による減圧時に 1

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>次冷却材圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次冷却材圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさ、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさ、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさ、1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさ、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさを考慮した場合は評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。なお、1次冷却系における1次冷却材放出の不確かさについては、破断口径に関するスペクトル解析（2、4、6インチ）にて1次冷却材放出の不確かさを考慮し、それぞれについて評価項目となるパラメータが基準を満足していることを確認している。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.6.10「解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（ECCS注入機能喪失）」）において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、2次系強制冷却操作の開始時間への感度を確認。</p> <p>② 破断口径が変動した場合について、2次系強制冷却操作の開始時間への感度を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、2次系強制冷却操作開始への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定とされていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径及びアキュムレータ初期保有水量について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下のとおり。なお、高浜1号炉は蒸気発生器2次側保有水量に設計値を、2号炉は標準値を用いている。（解析は高浜1/2号炉ともに1基当たり51tとして実施。なお、2号炉の最確値は50t）</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さいことから1次冷却材圧力、温度の低下が早くなる。このため、実際の2次冷却系強制冷却の開始タイミングは解析結果よりも早くなることを確認した。</p> <p>② 破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することにより、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信するECCS作動信号を起点としている2次冷却系強制冷却の開始タイミングが変動することを確認した。</p> <p>③ 2号炉において、蒸気発生器2次側保有水量を最確値（50t）とした場合、1次冷却材温度、圧力の低下が遅くなり、1次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに、蓄圧注入及び低圧注入の開始が遅くなる。このため、1次系保有水量の低下が大きくなるが蓄圧注入により炉心は再冠水しその後は冠水が維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への影響を確認。</p> <p>② 破断口径が変動（2、4、6インチ破断）した場合について、評価結果への影響を確認。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、アキュムレータの保有水量について、全量が炉心へ注水される前にアキュムレータ出口弁を閉止する場合には、解析条件として最小保有水量に設定することが保守的な設定とならない場合がある。これは、アキュムレータ内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、アキュムレータ内の初期の保有水量が少なく気相部の初期の体積が大きい方が、気相部圧力が持続しやすく、アキュムレータ出口弁を閉止するまでの炉心への注水量が多くなるためである。解析条件では、アキュムレータの保有水量を最小保有水量に設定していることから、上記の影響を確認するため、解析結果において炉心が露出し、かつ、PCTが厳しい4インチ破断において、アキュムレータの初期の保有水量に最大保有水量を与えた場合の感度解析を実施した。結果としては、アキュムレータからの注水流量が少なくなり、PCTは約800℃となる。この結果より、PCTが1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却材の漏えい流量が変動することで、解析結果に影響を与える可能性がある。このため、4インチから2インチ及び4インチから6インチの間の破断口径の場合について、事象初期の破断流量、蓄圧注入及び低圧注入開始時期等の観点から検討した。結果として、いずれの場合もPCTが低下する傾向となることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さく、1次冷却系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>④ 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p>	<p>② 破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することにより、1次冷却系保有水量に影響を与えることから、評価結果に対する影響について、2、4、6インチ及びその間の傾向について以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>6インチ破断：破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次冷却材圧力の低下が早くなり、早期にループシールが解除されることにより、蓄圧注入が開始される。その後、2次冷却系強制冷却の開始後に低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。</p> <p>4インチ破断：事象初期の破断流量及び1次冷却系圧力の低下は6インチ破断と2インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次冷却系保有水量の減少により一時的に炉心は露出する。その後、1次冷却系圧力の低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次冷却系強制冷却を開始することにより炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p>2インチ破断：破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その後、ループシールが解除されることにより炉心水位は回復し、燃料被覆管温度は初期値にとどまる。</p> <p>2～4インチの間：破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次冷却系保有水量の減少が遅く、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p> <p>4～6インチの間：破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較早くなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度が低下する傾向となる。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.6.11「ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて」）において、破断口径が2、4、6インチの場合の解析結果及び2～4インチの間、4～6インチの間のPCTの傾向が示されている。</p> <p>③ アクキュレータの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期のアクキュレータ気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次冷却系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなるため、その影響を確認した。結果、4インチの場合の燃料被覆管温度の最高値（PCT）は約800℃（ベースケースは約765℃）となり、評価項目に対して十分な余裕があり、アクキュレータ初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 2号炉において、蒸気発生器2次側保有水量を最確値（50t）とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなるため、1次冷却材温度、圧力の低下が遅くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非所用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が遅くなる。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、2次系強制冷却操作が必要なタイミングが変動する可能性があるが、この操作は中央制御室で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.6.7図にあるとおり、2次系強制冷却は中央制御室で行う操作であり、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 2次系強制冷却操作を行う要員は、本操作を実施した後、高圧注入機能の回復操作、恒設代替低圧注水ポンプ起動操作、低圧注入系確認やアキュムレータ出口弁操作を行うが、いずれの操作も中央制御室からの操作となるため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.6.7図にあるとおり、各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 2次冷却系強制冷却操作は、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなると、ECCS作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。この場合には、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕大きくなることを確認した。また、破断口径の不確かさにより、1次冷却系からの破断流量が小さくなる場合は1次冷却材圧力の低下が遅くなり、本操作が遅れ評価結果に影響を及ぼすと考えられるが、本操作の操作時間余裕については、「(3) 操作時間余裕の把握」にて確認する。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (ECCS注水機能喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 2次冷却系強制冷却操作が遅れた場合の影響について、操作条件の設定時間には、解析により5分程度の余裕があることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 2次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、操作開始を5分遅らせた感度解析を行った。その結果、操作時間遅れはPCTへの感度（4インチの場合は約822℃（ベースケースは約765℃）、2インチの場合は約539℃（ベースケースは約390℃））があるものの、いずれも評価項目に対して十分な余裕があることから、時間余裕としてECCS作動信号の発信から15分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.6.12 ECCS注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作の時間余裕について）において、破断口径が2、4インチの場合について、2次冷却系強制減圧操作に5分の操作開始遅れを想定した場合の解析結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉は18名、3号炉及び4号炉は18名であり、合計35名（全体指揮者1名は共通）である。これに対して、重大事故等対策要員は170名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、複数号機同時発災の場合においても、必要な重大事故等対策要員を確保できていることから、対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① ディーゼル発電機の電源負荷については、DBA 時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である余熱除去ポンプの水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は、格納容器サンプルBを水源とした低圧再循環により炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせずに安定停止状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要となる重油量は約335.9kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量は360kLであり対応が可能である</u>ことを確認した。水源については、上記(iii)にあるとおり、初期対策としては燃料取替用水タンクの保有水を用い、長期対策としては、格納容器サンプルBを水源とすることを確認しており、発災から7日間については電源、水源ともに外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

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

ECCS再循環機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 7-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 7-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 7-3
(3) 炉心損傷防止対策	2. 7-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 7-10
(1) 有効性評価の方法	2. 7-10
(2) 有効性評価の条件	2. 7-12
(3) 有効性評価の結果	2. 7-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 7-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 7-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 7-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2. 7-22
b. 操作条件	2. 7-24
(3) 感度解析	2. 7-25
(4) 操作時間余裕の把握	2. 7-26
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 7-27
5. 結論	2. 7-29

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：ECCS再循環機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）																																							
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」における事故シーケンスは、以下の3つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・ 中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・ 小破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・ DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、低圧再循環機能が喪失する事故 ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・ 小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・ DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧再循環機能が喪失する事故 <p>（PRAまとめ資料抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1196 863 2694 1430"> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;">(g) ECCS再循環機能喪失</td> <td style="text-align: center;">○ 大破断LOCA+低圧再循環失敗</td> <td style="text-align: center;">代替再循環</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">中</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">中破断LOCA+低圧再循環失敗</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">2次冷却系強制冷却+代替再循環</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">小破断LOCA+低圧再循環失敗</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">高</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">中破断LOCA+高圧再循環失敗</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;">2次冷却系強制冷却+低圧再循環又は代替再循環</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">小破断LOCA+高圧再循環失敗</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">中</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> </table>	(g) ECCS再循環機能喪失	○ 大破断LOCA+低圧再循環失敗	代替再循環	低	高	高	中	中破断LOCA+低圧再循環失敗	2次冷却系強制冷却+代替再循環	中	中	中	中	小破断LOCA+低圧再循環失敗	中	低	低	高	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗	中	低	低	低	中破断LOCA+高圧再循環失敗	2次冷却系強制冷却+低圧再循環又は代替再循環	低	中	中	低	小破断LOCA+高圧再循環失敗	低	低	低	中	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗	中	低	低	低
(g) ECCS再循環機能喪失	○ 大破断LOCA+低圧再循環失敗		代替再循環	低	高	高	中																																	
	中破断LOCA+低圧再循環失敗		2次冷却系強制冷却+代替再循環	中	中	中	中																																	
	小破断LOCA+低圧再循環失敗			中	低	低	高																																	
	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗			中	低	低	低																																	
	中破断LOCA+高圧再循環失敗		2次冷却系強制冷却+低圧再循環又は代替再循環	低	中	中	低																																	
	小破断LOCA+高圧再循環失敗			低	低	低	中																																	
	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗	中		低	低	低																																		

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、LOCAの発生後、ECCS再循環機能の喪失に伴い1次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、燃料取替用水タンクを水源としたECCSによる炉心への注水を行った後に、格納容器サブBを水源とするECCSの再循環による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、ECCS再循環機能の代替策により継続して炉心注水を行い、炉心を冷却する必要があることを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、再循環を代替する機能であり、具体的には、初期の対策として、C、D内部スプレポンプによる代替再循環配管を使用した代替再循環運転により炉心注水を継続することで炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行う（代替再循環の継続）ことによって炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

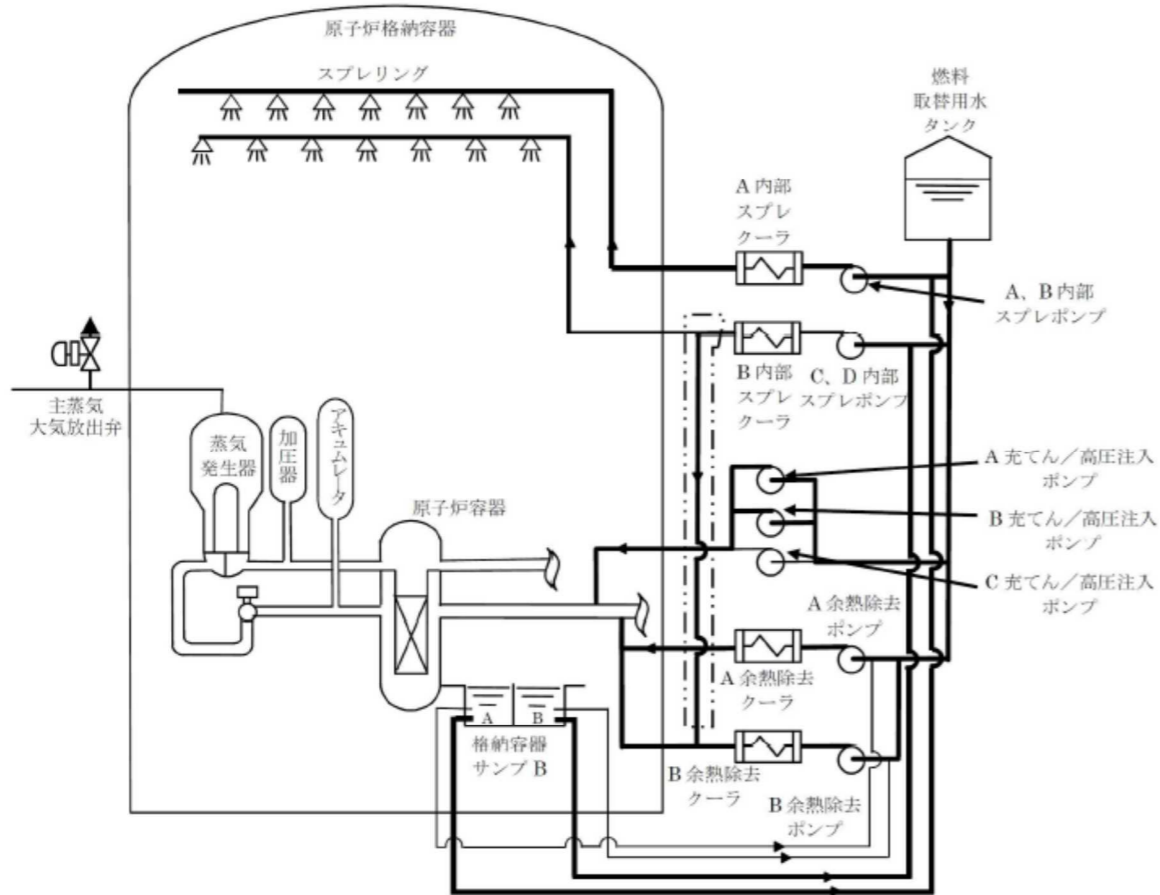
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい、低圧及び高圧再循環運転への切替失敗を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第7.1.7.1表 「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、加圧器水位、低温側安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量、格納容器サンプB水位（広域/狭域）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>内部スプレポンプを用いた代替再循環運転により、炉心冷却を実施する。</u>このため、代替再循環配管を重大事故等対処設備として整備するとともに、C、D内部スプレポンプ、格納容器サンプB等を<u>重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の炉心損傷防止対策である代替再循環については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及び関連する計装設備が記載されている（第7.1.7.1表 「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策について）において、C、D内部スプレポンプによる代替再循環配管を使用した代替再循環運転で用いる重大事故等対処設備として、C、D内部スプレポンプ、B内部スプレクーラ等が挙げられていることを確認した（1.4.2.1(1)b.(a) C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転を参照）。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、<u>代替再循環運転を継続する</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策として、上記(ii)に示した代替再循環の継続による炉心の冷却・除熱を挙げていること、（第7.1.7.1表 「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策について）において、内部スプレポンプによる代替再循環で用いる重大事故等対処設備として、C、D内部スプレポンプ、B内部スプレクーラ、格納容器サンプB、格納容器再循環サンプスクリーン、代替再循環配管が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替再循環配管を使用した代替再循環運転を継続することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。原子炉格納容器の冷却については、A、B内部スプレポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.7.6 安定停止状態について（ECCS再循環機能喪失（大破断LOCA+低圧再循環失敗）時の安定停止状態について）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「1次冷却材温度93℃以下」であることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(ECCS再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 代替再循環に係る計装設備を確認。</p> <p>② 格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.7.1表 「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 初期の炉心損傷防止対策（代替再循環）に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、出力領域中性束、低温側安全注入流量、1次冷却材圧力、格納容器圧力、格納容器サンプB水位、余熱除去クーラ出口流量、1次冷却材高温・低温側温度（広域）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 安定停止状態に向けた対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、A、B内部スプレポンプによる格納容器スプレイ再循環運転については、格納容器サンプB水位、格納容器圧力、格納容器内温度等が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 代替再循環への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク水位計指示 26.9%及び格納容器サンプB広域水位計指示 59%以上を確認し再循環切替を実施するが、このとき、低圧及び高圧再循環弁等の動作不調を確認すれば、高圧及び低圧再循環運転への切替失敗と判断し、代替再循環運転を開始することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水タンクの保有水確保 ・ 2次冷却系強制冷却操作 ・ 再循環機能の回復操作 <p>② 有効性評価上は期待しないが燃料取替用水タンクの保有水確保に係る手順については、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等（1.13.2.2(6)1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給）」に、主蒸気大気放出弁による2次冷却系強制冷却に係る手順については、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等（1.3.2.1(3)a.主蒸気大気放出弁による蒸気放出）」に、再循環切替、復旧操作に係る手順については「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等（1.4.2.1(1)b.(b)格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順）」において整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、（第7.1.7.1表「ECCS再循環機能喪失」における重大事故等対策について）で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3 第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、代替再循環について、米国・欧州での対策との比較を行っており、高浜1/2号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p>	<p>(i) 内部スプレポンプ、代替再循環配管による代替再循環運転等に関連する設備として、内部スプレポンプ、B内部スプレクーラ、格納容器サンプB、格納容器再循環サンプスクリーン等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

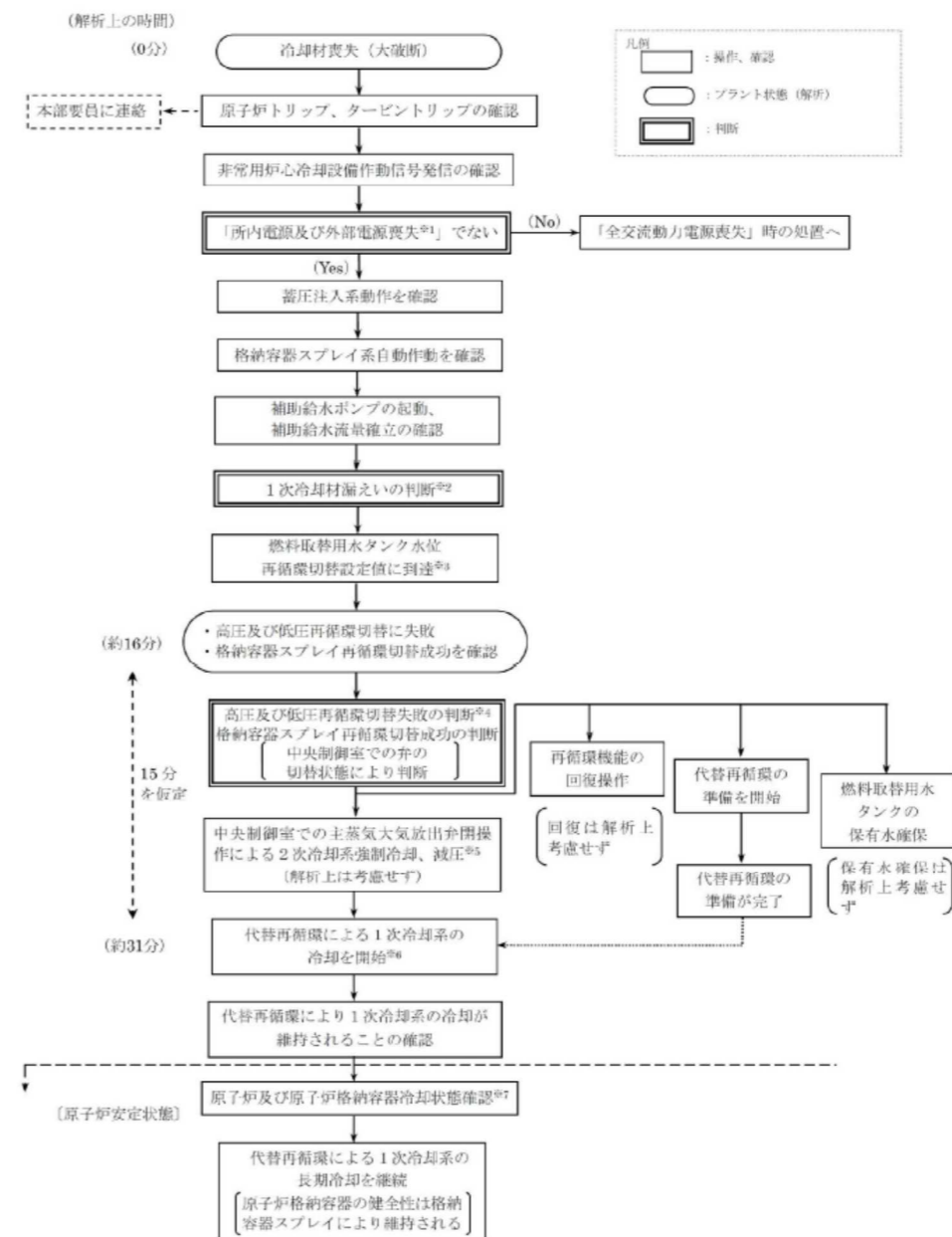
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 第7.1.7.3図「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要（「大破断LOCA+低圧再循環失敗」の事象進展）において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>1次冷却材漏えいの判断：加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ水位の上昇、格納容器エリアモニタの上昇等のパラメータにより1次冷却材の漏えいを判断</p> <p>再循環への切り替え判断：燃料取替用水位タンク水位計指示 26.9%到達及び格納容器サンプB広域水位計指示 59%以上を確認し、再循環切替操作実施</p> <p>高圧及び低圧再循環運転への切替失敗を判断：低圧及び高圧再循環弁等の動作不調により判断</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p>	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 燃料取替用水タンクの保有水確保や再循環機能の回復操作、2次冷却系強制冷却（主蒸気大気放出弁開操作）等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間のうち、代替再循環については、中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達してから現場で実施する操作であるため、代替再循環開始は再循環切替失敗から15分としており、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」にしたがって操作条件が設定されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p> </div>

----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所



第 7.1.7.1 図 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



- ※1：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。
- ※2：漏えいの判断は以下で確認。
・加圧器水位及び圧力、原子炉格納容器圧力及び温度、格納容器サンプA及び格納容器サンプB水位、格納容器内エアモニタ
- ※3：燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%到達及び格納容器リンB広域水位計指示が59%以上となれば、高圧及び低圧再循環運転への切替えを実施する。
- ※4：高圧及び低圧再循環ラインの弁の動作不調を確認。
- ※5：燃料取替用水タンク水の有効利用を目的として実施する充てん/高圧注入ポンプ1台を除いた安全系ポンプ停止操作の後に操作を実施する。
- ※6：準備が完了すれば、その段階で実施する。
代替再循環ライン（格納容器サンプB→C、D内部スプレポンプ→代替再循環ライン→B余熱除去系統→原子炉）
- ※7：状態確認は低圧停止後より漸次確認（必要により濃縮）及び1次冷却材温度93℃以下を確認する。
また、原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向であることを確認する。

第 7.1.7.3 図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
（「大破断LOCA+低圧再循環失敗」の事象進展）

必要な要員と作業項目			経過時間(分)										備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業迄 移動してきた要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		110
状況判断	当直課長、当直主任 運転員A、B、C	●号炉ごと 運転操作指揮 ●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●高圧、低圧、高圧注入及び格納容器スプレイ自動作動を確認 ●1次冷却材の漏れを判断 (中央制御室確認)												
再循環切替、復旧操作 (解析上考慮せず)	運転員A	●格納容器スプレイ再循環切替操作(切替成功) ●光くんろ高圧注入ポンプ1台運転(減少操作) (中央制御室操作)												
	運転員B	●高圧及び低圧再循環切替操作(切替失敗) (中央制御室操作)												
	運転員E	●高圧及び低圧再循環切替操作、失敗原因調査 (現場操作)												
2次冷却系強制冷却操作	運転員A	●補助給水ポンプ駆動確認、補助給水流量確立の確認 ●土蒸気大気放出弁開操作 (中央制御室操作)												
格納容器スプレイによる代替再循環 指揮操作	運転員C	●代替再循環ライン電動弁電源投入 (現場操作)												
	運転員B	●格納容器スプレイによる代替再循環操作 (中央制御室操作)												
燃料取替用水タンク補給操作 (解析上考慮せず)	運転員D	●燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)												
	運転員B	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)												
電源盤確認、復旧操作	運転員C	●電源盤確認、復旧作業 ※1 (現場操作)												
機器の復旧作業	保修部門員	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※2 (現場操作)												

上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に連絡連絡を行う。
 なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手続書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
 また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間より算出。)

第 7.1.7.4 図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間（大破断LOCA+低圧再循環失敗）

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系における気液分離・対向流及び ECCS 強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における1次冷却材の沸騰やポイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系における気液分離や対向流などを取り扱うことができる MAAP を用いる。なお、MAAP については、大破断 LOCA 時の事象初期の原子炉容器内水位、燃料被覆管温度及び原子炉格納容器圧力及び温度に対する適用性が低い。このため、これらの事象初期の結果については、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）における大破断 LOCA を想定した解析結果を参照することを確認した。上記のとおり、解析コード MAAP は LOCA 直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適していないため、事象初期の挙動のうち、燃料被覆管温度については、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器温度について、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照することを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.7.3 MAAP コードの大破断 LOCA への適用性について）において、MAAP コードは大破断 LOCA 初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位、原子炉格納容器温度・圧力についての適用性は低いものの、事象初期以降の過渡応答については現行の DBA コードと概ね同程度の評価が行えることが示されている。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>h. ECCS 再循環機能喪失</p> <p>(a) 大破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 大破断 LOCA の発生後、ECCS 再循環機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、蓄圧注入系及び低圧注入系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>iii. 低圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. ECCS 水源補給をして時間余裕を確保しつつ、ECCS 再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却機能を確保</p> <p>(b) 中小破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断 LOCA の発生後、ECCS 再循環機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。</p> <p>iii. 高圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. ECCS 水源補給をして時間余裕を確保しつつ、ECCS 再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却機能を確保</p> <p>ii. 原子炉を減圧した上で、低圧注入系（再循環モード）によって長期</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>の炉心冷却機能を確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、ECCS の作動が早くなることで、ECCS 再循環切替失敗時期が早くなるため、その時点での炉心崩壊熱が高くなることで、ECCS 再循環切替失敗による炉心水位の低下が速くなり、炉心の露出の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、LOCA が発生するものとし、破断口径は、1 次冷却系配管の完全両端破断とする。破断位置は、低温側配管（原子炉容器と ECCS の注水配管の間）とする。これは、破断ループに接続された ECCS の注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。また、安全機能の喪失に対する仮定は、ECCS 再循環機能の喪失であり、起因事象と安全機能喪失の仮定は PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② 「第 7.1.7.2 表「ECCS 再循環機能喪失」（大 LOCA+低圧再循環失敗）」の主要解析条件において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱や 1 次冷却材圧力/平均温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定す</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>る。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(ECCS再循環機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイポンプ作動信号の設定値について確認。 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの使用台数、用いる注入特性とその考え方を確認。 格納容器スプレイポンプの使用台数、用いる注入特性とその考え方を確認。 補助給水ポンプについて、電動補助給水ポンプとタービン動補助給水ポンプの台数、流量を確認。 蓄圧タンクの初期保持圧力・初期保有水量の設定とその考え方を確認。 代替再循環の注入流量を確認（崩壊熱による蒸散量を上回る流量か） 	<p>(i) 機器条件として、ECCS再循環切替失敗前の炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台使用時の最大注入特性を用いる。最大注入特性とする場合、燃料取替用水タンクの水位の低下が速くなることで、ECCS再循環切替時期が早くなるため、その時点での炉心崩壊熱が高くなることによって、ECCS再循環切替失敗による炉心水位の低下が速くなり、炉心の露出の観点では、厳しい設定となる。代替再循環による炉心注水流量は、内部スプレポンプ2台を使用して200m³/hとする。この流量は、ECCS再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る値であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.1.7.2表「ECCS再循環機能喪失」の主要解析条件（大LOCA+低圧再循環失敗）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p>原子炉トリップ信号：原子炉圧力低（12.83MPa[gage]、応答時間2.0秒）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計器誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定していることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器スプレイ作動信号：原子炉格納容器圧力異常高（0.140MPa[gage]、応答時間0秒）を用いることを確認した。その理由として、原子炉格納容器スプレイ作動設定値に計装誤差を考慮した高めの値として、解析に用いる作動限界値を設定。原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで、再循環切替の時期が早くなるため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次冷却系保有水量の減少が早く、炉心冷却の観点から厳しくなることから、応答時間を0秒として設定していることを確認した。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ：2台を使用するものとし、再循環切替時刻を早くする観点から設計値に注水配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性：0～約220m³/h、0～約19.4MPa[gage]）として設定。</p> <p>余熱除去ポンプ：2台を使用するものとし、再循環切替時刻を早くする観点から設計値に注水配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（低圧注入特性：0～約1740m³/h、0～約1.2MPa[gage]）として設定。</p> <p>内部スプレポンプ：格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内への注水時は4台、代替再循環時は2台を使用するものとする。また、流量は再循環切替時刻を早くする観点から最大流量を設定。</p> <p>補助給水ポンプ：補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮してECCS作動限界値到達から60秒後に給水を開始する設定とし、流量は蒸気発生器3台合計で190m³/hとして設定。</p> <p>アキュムレータ：炉心への注水のタイミングを遅くする観点及び炉心への注水量を少なくする観点で、最低保持圧力及び最低保有水量として設定（4.04MPa[gage]、29.0m³/基）していることを確認した。（破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする。）</p> <p>代替再循環：流量は、再循環切替時点（約16分）での炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約105m³/h）を上回る流量として200m³/hとし、代替再循</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>環の開始タイミングは、運転員等操作時間として、代替再循環のための現場での系統構成や中央制御室での操作等に余裕を考慮して、再循環機能喪失から15分後を設定。</p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している ECCS 再循環機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>C、Dスプレポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、C、Dスプレポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転(1.4.2.1(1)b.(a))の場合、本操作に係る要員は中央制御室の運転員等1名、RHRS-CSS 連絡ライン電動弁の電源投入操作に現場での運転員等1名であり、中央制御室での操作に約5分、現場での電動弁操作に12分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、代替再循環の開始時間は、現場での代替再循環の系統構成等に必要時間を考慮し、ECCS 再循環切替失敗から15分後とすることを確認した。なお、代替再循環に係る操作余裕時間の評価については、「(4)感度解析」で確認する。</p> <p>③ 該当なし。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>確認結果（高浜）</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。 ① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 第7.1.7.7図より、事象発生と同時に破断流量が確認できること、第7.1.7.5図より大破断LOCAの発生により1次冷却材圧力が急激に低下していることを確認した。 ③ 第7.1.7.5、8、9図より、大破断LOCAの発生にしたがって、1次冷却材圧力が急低下し、ECCS作動信号の発信により高圧注入系、低圧注入系が作動していること、その後、約16分時点で再循環切替に失敗したことにより、高圧注入系、低圧注入系の流量が零となっていることを確認した。再循環切替失敗+15分より、内部スプレポンプを用いた代替再循環が開始し、所定の流量（200m³/h→約55.6kg/s）で炉心注水されていることから、動的機</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断流量の推移 ・ 1次系圧力 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量 ・ 代替再循環流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系温度 ・ 燃料被覆管温度 ・ 格納容器再循環サンプル水温度 ・ 格納容器圧力 ・ 格納容器温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>器が意図通りに作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.7.11 図より、事象発生直後には原子炉容器内水位が一時的に低下するものの、高圧注入系、低圧注入系の作動により水位が回復・維持されていること、その後、再循環機能喪失により原子炉容器内水位は低下傾向を示すものの、再循環機能喪失+15分より開始する代替再循環により原子炉容器水位は回復し TAF 以上が維持されていることから、燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。なお、原子炉容器内水位の解析コード間の比較、代替再循環開始までの操作時間余裕については、「(3) 感度解析」で確認する。第7.1.7.6 図より、再循環機能喪失に伴って1次冷却材温度は上昇傾向を示すものの、その後の代替再循環により1次冷却材温度の上昇は抑制されていることを確認した。第7.1.7.14、15、16 図より、代替再循環及び格納容器スプレイ再循環により炉心、原子炉格納容器の冷却・除熱が確立していることから、格納容器サンプル水温度はサブクール状態を維持していること、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は抑制されていることを確認した。また、破断流量の増減については、1次冷却材圧力や代替再循環流量等の関係を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.7.9 ECCS 再循環機能喪失における事象初期の応答について）において、第7.1.7.5～7、15 図の事象初期部分の拡大図が示されている。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、大破断 LOCA により、事象初期に、一時的に炉心が露出するが、ECCS による炉心注水により、冠水状態となる。その後、ECCS 再循環切替失敗により炉心水位は低下するが、代替再循環による炉心注水により炉心水位は回復する。これらの期間を通じて燃料被覆管温度が最も上昇するのは、事象初期であるため、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）の解析結果を参照する。PCT は約 1,084℃（2号炉は約 1,093℃）であり、1,200℃を超えることはない。燃料被覆管の酸化量は約 3.8%（2号炉は約 4.1%）であり、15%以下である。また、1次冷却系の最高圧力は、約 16.2MPa[gage]に抑えられる。大破断 LOCA により、1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故）において大破断 LOCA を想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.233MPa[gage]（2号炉は約 0.232MPa[gage]）に、原子炉格納容器の最高温度は約 122℃に抑えられることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① MAAP は事象初期の適用性が低いことから、DBA 解析の結果を参照し、その結果、燃料被覆管の最高温度は約 1,084℃（2号炉は約 1,093℃）としており、評価期間を通じて 1200℃以下となっていること、燃料被覆管の酸化割合は約 3.8%（2号炉は約 4.1%）であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であることを確認した。 ② 本重要事故シーケンスでは LOCA を想定しており、1次冷却材圧力は初期値である 15.6MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 上記(i)④にあるとおり、代替再循環及び格納容器スプレイ再循環により炉心、原子炉格納容器の冷却・除熱が確立していることから、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は抑制されていることを確認した。加えて、本重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器圧力・温度の挙動は、より厳しい条件である DBA 解析の結果で包絡できることが示されている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、第7.1.7.12図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入系、低圧注入系による炉心注水、代替再循環による炉心注水により燃料被覆管の温度は1200℃以下に抑えられ、燃料被覆管の酸化割合は15%以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、代替再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができるとしていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.7.11図にあるとおり、事象発生後5時間時点においても原子炉容器水位はTAF以上を維持することから、第7.1.7.12図にあるとおり、燃料被覆管温度の温度は低く抑えられていること、第7.1.7.15、16図にあるとおり、格納容器スプレイ再循環及び代替再循環により炉心・原子炉格納容器の冷却・除熱が確立していることから、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は抑制されており、原子炉は安定停止状態を維持していることを確認した。なお、代替再循環の水源は格納容器サンプルBであり、格納容器サンプルB水温度は約4.0時間後に93℃以下となっていることから約4.0時間後を原子炉安定停止状態としている。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.7.6 安定停止状態について ECCS 再循環機能喪失（大破断 LOCA+低圧再循環失敗）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「1次冷却材温度が93℃以下の状態」であることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

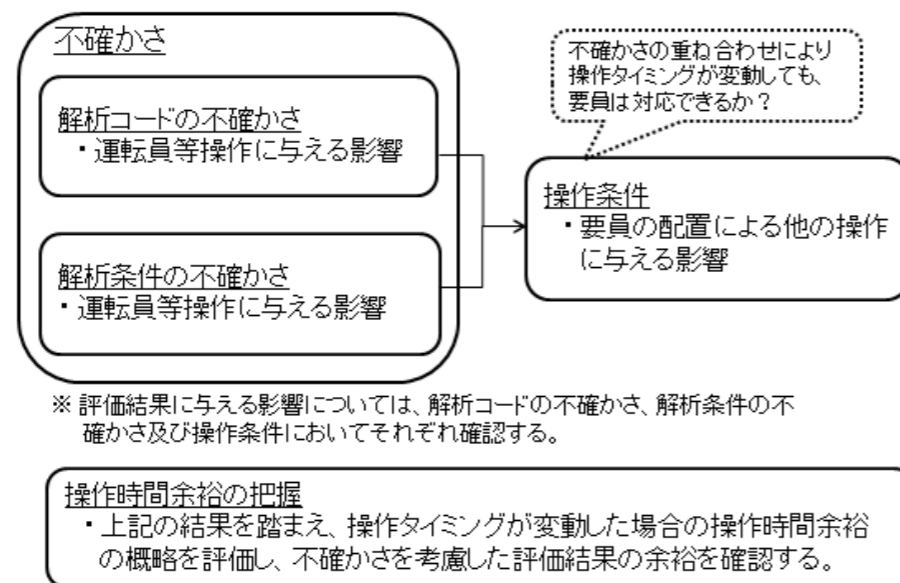
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.7.1)</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、再循環機能喪失を起点に操作を開始する代替再循環であることを確認した。本操作は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位（26.9%）に達する時間の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 本評価事故シーケンスにおいては、解析コードの不確かさとして、MAAP と M-RELAP5 のコードの炉心露出時刻の相違を「(3) 感度解析」で評価しており、ここでは確認不要。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>※ 本評価事故シーケンスにおいては、解析コードの不確かさとして、MAAP と M-RELAP5 のコードの炉心露出時刻の相違を「(3) 感度解析」で評価しており、ここでは確認不要。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 破断口径が変動した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>② 炉心崩壊熱が変動した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>④ 燃料取替用水タンク保有水量の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>⑤ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>⑥ 蒸気発生器2次側保有水量の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径（2号炉は蒸気発生器2次側保有水量）について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下のとおり。なお、高浜1/2号炉では原子炉燃料取替用水タンク保有水量は設計値、充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性は最大注入特性、内部スプレポンプ流量は最大流量を用いている。</p> <p>① 破断口径は、解析では低温側配管の完全両端破断、すなわち破断想定で最大値で評価を行っているが、実際には解析での想定よりも小さくなる可能性があり、その場合は破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次冷却材圧力の低下が遅くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が少なくなり、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなることから、燃料取替用水タンク水位を起点としている代替再循環の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>② 解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、1次冷却系圧力及び温度が高めに解析されている。炉心の崩壊熱として最確値を与えた場合には、1次冷却系圧力が低くなることでECCSによる炉心注水流量が多くなり、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、代替再循環切替操作時間の余裕を踏まえると解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は「(3)感度解析」にて確認している。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 2号炉において、蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している値より保有水量より少なくなり2次冷却系による除熱効果が小さくなるが、本評価事故シーケンスにおいては大破断LOCAを想定していることから、その影響はわずかであり、運転等操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与え</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、高浜1号炉は蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。また、高浜2号炉は蒸気発生器2次側保有水量に標準値、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さいことから、1次冷却系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>る影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。 (ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>② 破断口径が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>⑥ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p>	<p>② 破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 2号炉において、蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している値より保有水量より少なくなり2次冷却系による除熱効果が小さくなるが、本評価事故シーケンスにおいては大破断LOCAを想定していることから、その影響はわずかであり、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>上記のとおり、代替再循環切替操作が必要なタイミングが早くなるなど、そのタイミングは変動する可能性があるが、現場での代替再循環ライン系統構成は専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.7.4図にあるとおり、代替再循環は中央制御室の運転員等(1名専任)及び現場の運転員等1名で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 第7.1.7.4図にあるとおり、代替再循環を行う要員のうち、中央制御室での作業は専任の運転員等が行うこと、現場操作を行う運転員等1名も専任で行うことから操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.7.4図にあるとおり、各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 代替再循環は、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなると、ECCS注水流量が多くなることで燃料取替用水タンク水位の低下が速くなり、これに伴って操作開始が早くなる。この場合には、再循環切替時点での炉心崩壊熱が大きくなることから炉心での蒸散率が大きくなり、1次冷却系保有水の減少が速くなり、評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3)感度解析」において、再循環機能喪失から15分以内に代替再循環を開始することにより、炉心は露出しないことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、これに伴って操作開始が早くなる。この場合には、再循環切替時点における炉心崩壊熱が小さくなることから、1次冷却材の蒸散率が小さくなり1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 感度解析

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 重要現象の予測の不確かさは他の方法で評価されているか</p> <p>1) 他コードとの比較により解析結果の妥当性を確認しているか。</p> <p>(i) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているか確認する。</p> <p>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心露出の予測時刻について、MAAP の結果のみならず、他のコードの結果でも評価しているかを確認。</p> <p>② 炉心露出時刻の不確かさを考慮しても運転員は対応可能かを確認。</p>	<p>(i) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① MAAP を用いて LOCA について解析した場合、炉心水位挙動に対する不確かさがある。この影響を確認するため、M-RELAP5 と炉心露出開始時間を比較した。結果として、MAAP による炉心露出開始時間は、M-RELAP5 による炉心露出開始時間と比べて約 15 分遅くなるケースがあった。このため、不確かさの影響の評価として、M-RELAP5 を用いて代替再循環切替の開始時間を ECCS 再循環切替失敗から 15 分後とした感度解析を実施した。結果として、ECCS 再循環切替失敗以降において燃料被覆管温度が上昇することはなく、PCT が 1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。具体的には、MAAP における重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流並びに 1 次冷却系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため、本重要事故シーケンスについて、MAAP のみならず M-RELAP5 においても評価を行った。標準プラントの実施例では、MAAP は M-RELAP5 より約 15 分炉心露出を遅めに予測する傾向があること、第 7.1.7.17 図にあるとおり、M-RELAP5 による評価では、MAAP と同じく再循環機能喪失から 15 分後に代替再循環を開始した場合においても、再循環機能喪失後に炉心は露出せず燃料被覆管温度は上昇しないことを確認した。なお、M-RELAP5 では、MAAP によって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが、MAAP、M-RELAP5 双方の原子炉格納容器へのエネルギー放出量の差はわずかであることから、M-RELAP5 の炉心露出の予測に与える影響は軽微であることを確認した。</p> <p>② ①にあるとおり、本重要事故シーケンスの対策である代替再循環切替操作については、ECCS 再循環切替失敗から 15 分後までに完了する必要があるが、これまでの訓練実績を踏まえると ECCS 再循環切替失敗から 11 分後までに完了できる。(3.(1)参照。)なお、M-RELAP5 を用いて LOCA について解析した場合、炉心水位挙動において、試験データとの比較等により炉心露出予測は保守的な傾向を示していることを確認した。具体的には、MAAP は M-RELAP5 と比較して、炉心露出を約 15 分遅く評価する可能性があり、評価項目に対する余裕も小さくなる。これを踏まえて、代替再循環の開始操作である「再循環機能喪失から 15 分」を設定している（訓練実績として現場操作 9 分、中央制御室操作 2 分の合計 11 分で操作できる）ことから、炉心は露出することなく評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.7.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（ECCS 再循環機能喪失））において、不確かさの影響を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.7.8 「ECCS 再循環機能喪失」における MAAP コードの不確かさについて）において、MAAP と M-RELAP5 との炉心露出時間の比較が示されている。</p>

(4) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を以下のとおり確認した。</p> <p>① 上記(3)で確認した炉心露出時刻の不確かさ15分に対して、代替再循環操作開始を5分遅らせた解析を実施した。その結果、第7.1.7.19、20図にあるとおり、操作開始を5分遅らせた場合には原子炉容器水位は一時的にTAF以下となるが、代替再循環により水位が回復すること、燃料被覆管温度は約820℃程度まで上昇するが、1200℃に対して十分余裕があることから操作時間余裕として、再循環機能喪失から20分程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <u>本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、1号炉及び2号炉は18名、3号炉及び4号炉は18名であり、合計35名（全体指揮者1名は共通）である。これに対して、重大事故等対策要員は170名であり対応が可能である。</u>ことを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、複数号機同時発災の場合においても、必要な重大事故等対策要員を確保できていることから、対応可能であることを確認した。</p> <p>（ii）電源供給量の充足性について、<u>電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きい</u>ため、<u>対応が可能である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 外部電源の喪失は想定していないが、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である燃料取替用水タンクを水源とする充てん/高圧注水ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達後に低圧再循環運転に切替失敗するが、その後C、D内部スプレポンプによる代替再循環に切り替える。以降は、格納容器サンプルBを水源とした代替再循環により炉心注水を維持する。また、内部スプレポンプによる格納容器スプレイ注水については、再循環切替水位に到達後にA、B内部スプレポンプによる格納容器スプレイ再循環運転に切り替え、以降は、格納容器サンプルBを水源とした格納容器スプレイ再循環運転を継続することから、水源の補給は必要とせずに安定停止状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約335.9kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量約360kLで対応が可能である</u>ことを確認した。水源については、上記(iii)にあるとおり、初期対策としては燃料取替用水タンクの保有水を用い、長期対策としては、格納容器サンプルBを水源とすることを確認しており、発災から7日間については電源、水源ともに外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替再循環等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」において代替再循環等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、代替再循環切替について、ECCS 再循環切替失敗から 15 分後までに完了できることを踏まえれば、解析結果が評価項目を概ね満足することにより、変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、代替再循環により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、代替再循環による炉心冷却を継続することを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、中小破断 LOCA 等の発生時に高圧再循環機能が喪失する事故シーケンスでは、本重要事故シーケンスと対策が異なるが、この対策は「ECCS 注水機能喪失」における対策と同一であり、そこで対策の有効性を確認したと併せれば、「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」における有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.8-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.8-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.8-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.8-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.8-13
(1) 有効性評価の方法	2.8-13
(2) 有効性評価の条件	2.8-15
(3) 有効性評価の結果	2.8-21
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.8-25
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.8-27
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.8-29
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.8-29
b. 操作条件	2.8-30
(3) 操作時間余裕の把握	2.8-31
4. 必要な要員及び資源の評価	2.8-32
5. 結論	2.8-34

高浜発電所1号、2号、3号及び4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項
 (炉心損傷防止対策の有効性評価：格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損))

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果 (高浜)															
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ インターフェイスシステムLOCA ・ 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 <p>(PRA まとめ資料 抜粋)</p> <table border="1" data-bbox="1231 693 2656 966"> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">(h)</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、 蒸気発生器伝熱管破損)</td> <td style="text-align: center;">○</td> <td style="text-align: center;">インターフェイスシステムLOCA</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">クールダウンアンド リサーキュレーション</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">高</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">○</td> <td style="text-align: center;">蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">高</td> </tr> </table>	(h)	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、 蒸気発生器伝熱管破損)	○	インターフェイスシステムLOCA	クールダウンアンド リサーキュレーション	-	-	-	高	○	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	-	-	-	高
(h)	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、 蒸気発生器伝熱管破損)			○	インターフェイスシステムLOCA		クールダウンアンド リサーキュレーション	-	-	-	高					
		○	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	-	-	-		高								

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、1次冷却材の原子炉格納容器内外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が破損し、さらに1次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、炉心注水を継続するとともに、1次冷却系の減温・減圧を行うことで、原子炉格納容器内外への漏えいを抑制する必要がある</u>ことを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、1次冷却系を減温・減圧し漏えい量を低減する機能、炉心へ注水する機能であり、具体的な初期の対策として、ECCSによる炉心注水を確保するとともに、2次冷却系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作を行うことにより漏えいを抑制し、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備の時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>① IS-LOCA の発生を判別するための計装設備を確認。</p> <p>② SGTR の発生を判別するための計装設備を確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの対応における事象を判別するパラメータに関する計装設備について、以下のとおり確認した。</p> <p>① インターフェイスシステム LOCA (IS-LOCA) では、IS-LOCA の発生を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（インターフェイスシステム LOCA）」において、1 次冷却材圧力、加圧器水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) では、SGTR の発生を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）」において、1 次冷却材圧力、主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位（広域/狭域）、加圧器水位等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作と充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により 1 次冷却系の減温・減圧を実施する。このため、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気大気放出弁、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>初期の対策である 2 次冷却系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作による 1 次冷却系の減圧に係る手順については、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として加圧器逃がし弁、主蒸気大気放出弁、補助給水ポンプ等が挙げられていることを確認した。</p> <p>これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（インターフェイスシステム LOCA）」、「第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水で用いる重大事故等対処設備として、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は第 7.1.8.1 表及び第 7.1.8.2 表において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>・ 余熱除去系の系統構成を確認し、健全側の余熱除去系が使用できるかを確認。(IS-LOCA 時、余熱除去系の隔離弁が高圧側にある場合は、余熱除去系は A、B 系同時に機能喪失しないため、健全側の余熱除去系で冷却できる)</p> <p>※ 有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、<u>インターフェイスシステム LOCA の場合は、2 次系強制冷却を継続する。このため、補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク、主蒸気大気放出弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。蒸気発生器伝熱管破損の場合は、1 次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 高浜 1/2 号炉の余熱除去系は、余熱除去ポンプ下流の A 系と B 系の連絡ラインが低圧設計部であることから、A 系と B 系のどちらかで IS-LOCA が生じた場合、他系列にも高圧がかかり、同時に機能喪失する。そのため、IS-LOCA 発生時の長期対策として蒸気発生器 2 次側を使用した除熱を実施することを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は第 7.1.8.1 表及び第 7.1.8.2 表において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について）において、余熱除去系</p>

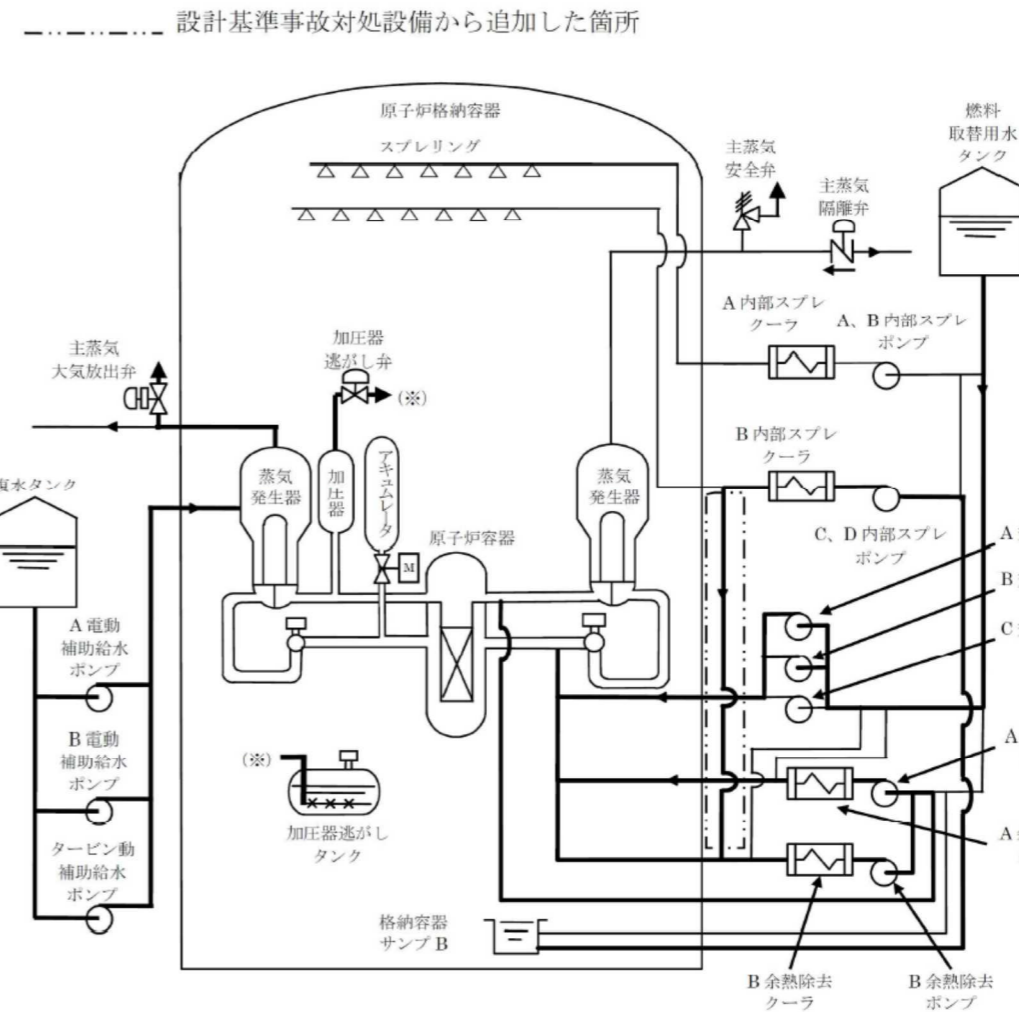
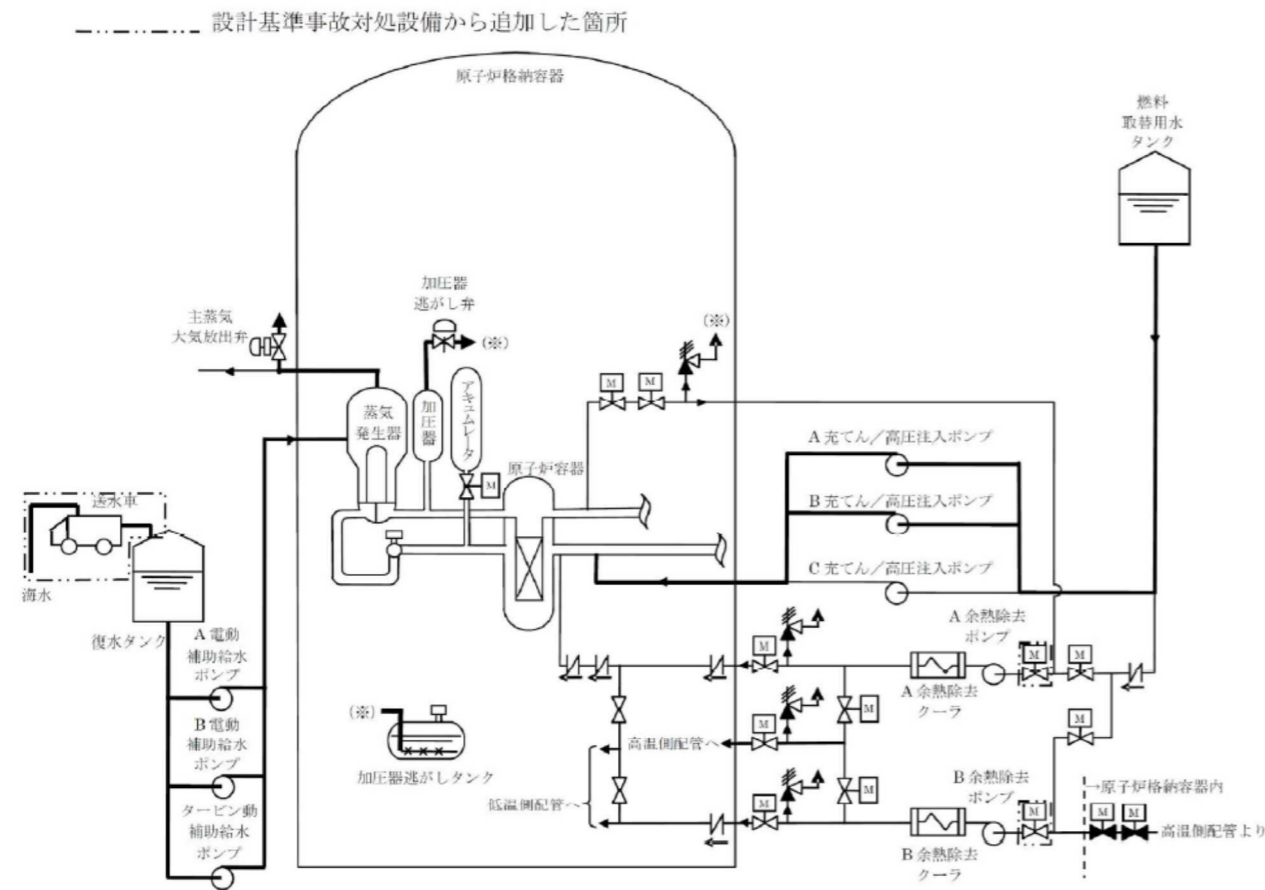
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>の概略系統図が示されている。</p> <p>SGTR 時の安定停止状態に向けた対策は、余熱除去系による炉心冷却であり、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。また、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定し、充てん/高圧注入ポンプを用いた 1 次冷却系のフィードアンドブリードを実施し、再循環切替が可能となれば C、D 内部スプレポンプ(代替再循環配管使用)を用いた代替再循環による 1 次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心の冷却を実施する。当該対策の手順については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として加圧器逃がし弁、充てん/高圧注入ポンプ、C、D 内部スプレポンプ、格納容器サンプ B 等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、余熱除去系による炉心の冷却、C、D 内部スプレポンプによる代替再循環による炉心の冷却により最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却については、格納容器循環ファンにより継続的に実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.8.6 安定停止状態について（インターフェイスシステム LOCA））には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、原子炉安定停止状態として「漏えいが停止し、低温停止状態に到達」であることが示されている。また、補足説明資料（添付資料 7.1.8.10 安定停止状態について（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、原子炉安定停止状態として「漏えいの停止（1 次冷却系と 2 次冷却系が均圧）及び 1 次冷却材温度 93℃以下」であることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (CV バイパスの場合)</p> <p>① ECCS による炉心注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 2 次系強制冷却及び加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧に係る計装設備を確認</p> <p>③ 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 充てんポンプによる 1 次冷却系のフィードアンドブリード及び代替再循環による 1 次冷却系のフィードアンドブリードに係る計装設備を確認。(SGTR 時に余熱除去系の接続に失敗した場合)</p> <p>参考：クールダウンアンドリサーキュレーションとは、上記①～④の操作を含んでいる。例えば、SGTR 等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に 2 次系強制冷却、1 次冷却系減圧で RCS を減圧して漏えい量を低減させるとともに、余熱除去系による冷却で長期的に炉心を冷却する操作である。詳細は以下参照。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（インターフェイスシステム LOCA）」、「第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス」における重大事故等対策について（蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① ECCS による炉心注水に係る計装設備として、1 次冷却材圧力、低温側安全注入流量、余熱除去クーラ出口流量、燃料取替用水タンク水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 2 次冷却系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作による 1 次冷却系の減圧に係る計装設備として、1 次冷却材高温側温度（広域）、1 次冷却材圧力、主蒸気ライン圧力、補助給水流量、復水タンク水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備として、1 次冷却材高温側温度（広域）、余熱除去クーラ出口流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>④ 充てん/高圧注入ポンプによる 1 次冷却系のフィードアンドブリード及び代替再循環による 1 次冷却系のフィードアンドブリードに係る計装設備として、1 次冷却材高温側温度（広域）、1 次冷却材圧力、低温側安全注入流量、加圧器水位等が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いたSGによる除熱および加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却する。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWS Tへほう酸水の補給を行い、フィードアンドブリードを実施した後、ECCS再循環を実施する。</p>	
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (CV バイパスの場合)</p> <p>① 余熱除去系を用いた炉心冷却への移行条件を確認。 ② 余熱除去系による炉心冷却に失敗した場合の対策である代替再循環への移行条件を確認(SGTR 時に余熱除去系の接続に失敗した場合)。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 1次冷却材圧力計指示が2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度(広域)計指示が177℃以下となり余熱除去システムが使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却へ移行することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策へ切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p> <p>② SGTR 時に余熱除去系の接続に失敗した場合には、充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードを実施し、原子炉格納容器内へ燃料取替用水位タンク水を持ち込んだ後、格納容器サンプB水位計(広域)指示が64%以上であることを確認し、代替再循環による1次冷却系のフィードアンドブリードを実施することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水タンクの保有水確保 ・ 格納容器循環ファン起動(第7.1.8.6図 SGTRの場合のみ) <p>② 有効性評価上は期待しないが燃料取替用水タンクへの補給に係る手順については、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に、格納容器循環ファン起動に係る手順については、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備(常設、可搬、計装)については、「第7.1.8.1表「格納容器バイパス」における重大事故等対策について(インターフェイスシステムLOCA)」、「第7.1.8.2表「格納容器バイパス」における重大事故等対策について(蒸気発生器伝熱管破損時+破損側蒸気発生器隔離失敗)」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈) 第37条(重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止) 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、格納容器バイパス防止について、米国・欧州での対策との比較を行っており、高浜1/2号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 初期の対策である ECCS による炉心注水や 2 次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による漏えい量の低減に係る設備として、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、主蒸気大気放出弁、加圧器逃がし弁等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、長期対策である余熱除去系による炉心冷却や充てん系、内部スプレポンプを用いた 1 次冷却系のフィードアンドブリードに係る設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ、加圧器逃がし弁、充てん/高圧注入ポンプ、格納容器サンプ B 等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。（第 7.1.8.1、2 図）</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 第 7.1.8.4 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要（「インターフェイスシステム LOCA」）の事象進展、第 7.1.8.6 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要（「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>蓄圧注入系作動の確認：1 次冷却材圧力がアキュムレータ保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われていることを確認</p> <p>1 次冷却材の余熱除去系からの漏えいを判断：1 次冷却材圧力、加圧器水位、補助建屋内放射線監視モニタ等のパラメータにより余熱除去系からの漏えいを判断</p> <p>余熱除去ポンプ停止及び余熱除去系の隔離：破損している余熱除去系から燃料取替用水タンクの保有水の流出を抑制するため、燃料取替用水タンクを余熱除去系から隔離し、余熱除去ポンプを全台停止するとともに中央制御室からの操作により 1 次冷却系を余熱除去系から隔離</p> <p>補助給水流量調整判断：蒸気発生器水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合、蒸気発生器水位が蒸気</p>

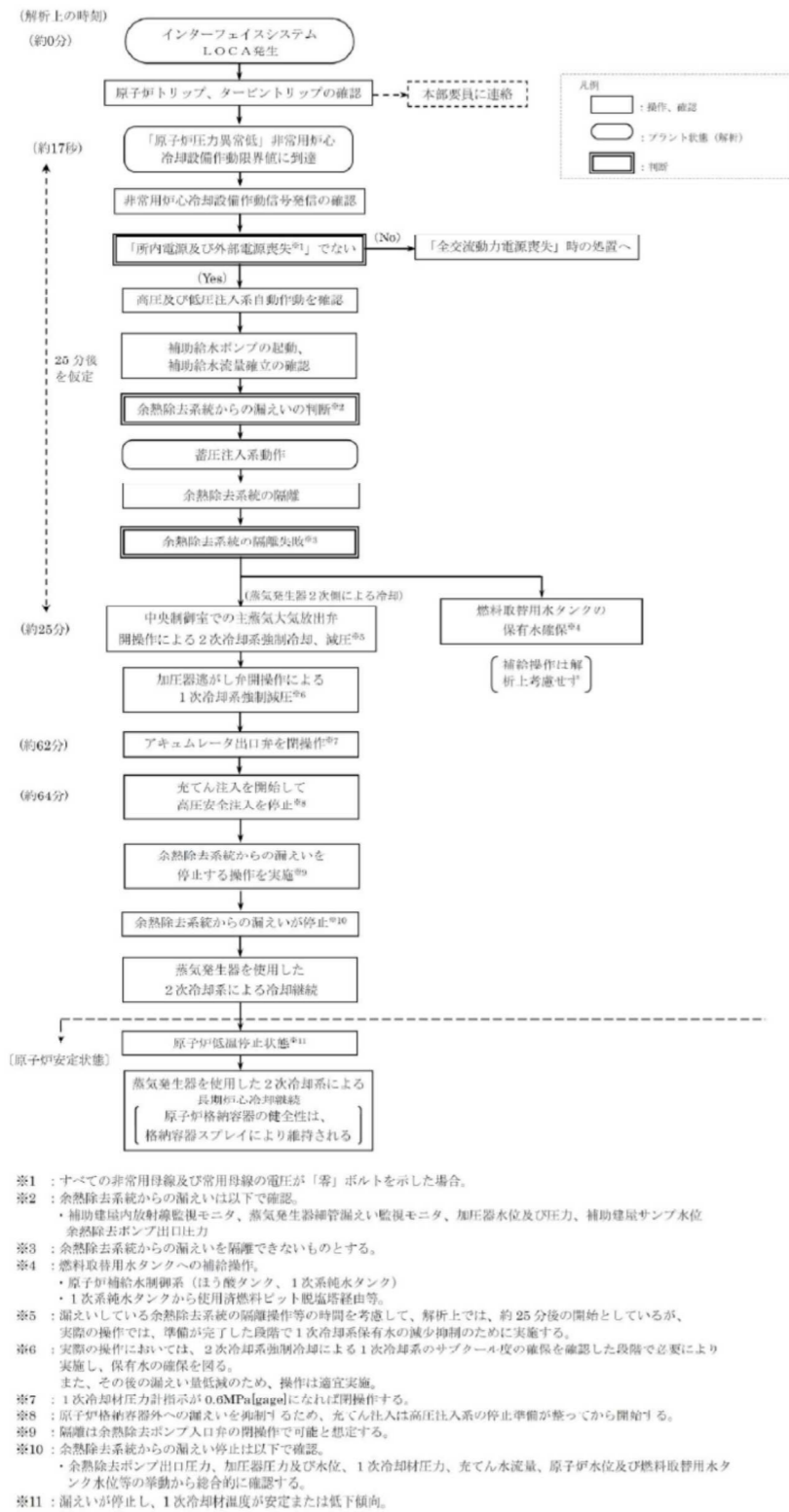
審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>発生器狭域水位計指示範囲にある（維持する）ように補助給水流量を調整</p> <p>主蒸気大気放出弁による2次冷却系強制冷却：準備が完了した段階で1次冷却系保有水の減少抑制のため実施</p> <p>1次冷却系減圧操作判断：2次冷却系強制冷却により1次冷却系のサブクール度を確保した段階で実施し、1次冷却系保有水量の確保を図る。</p> <p>アキュムレータ出口弁閉止判断：1次冷却材圧力系指示が0.6MPa[gage]にてアキュムレータ出口弁を閉止 ECCS 停止判断：サブクール度、加圧器水位、1次冷却材圧力等を確認し判断</p> <p>余熱除去系からの漏えい停止確認：1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器圧力、格納容器内温度等の挙動から漏えい停止を確認</p> <p>原子炉安定停止時状態確認：漏えいが停止し、低温停止状態に到達</p> <p>SGTR：</p> <p>1次冷却材の蒸気発生器伝熱管からの漏えいを判断：主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位、加圧器水位、1次冷却材圧力等のパラメータにより判断</p> <p>破損側蒸気発生器の隔離：破損側蒸気発生器に繋がる補助給水停止、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁、主蒸気隔離弁を閉止</p> <p>破損側蒸気発生器圧力の減圧継続を判断：破損側蒸気発生器圧力が無負荷時圧力（6.93MPa[gage]）より低下し、減圧が継続していることにより破損側蒸気発生器の減圧継続を判断</p> <p>主蒸気大気放出弁による2次系強制冷却：IS-LOCAと同様</p> <p>1次冷却系減圧操作判断：IS-LOCAと同様。</p> <p>アキュムレータ出口弁閉止判断：ECCS 停止条件を満足した後、1次冷却材圧力がアキュムレータ保持圧力（4.04MPa [gage]）になる前にアキュムレータ出口弁を閉止</p> <p>ECCS 停止判断：IS-LOCAと同様</p> <p>充てんポンプによる注水開始及び高圧注入ポンプの停止：原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、充てんポンプによる注水はECCS 停止条件を満足してから実施</p> <p>補助給水流量調整判断：IS-LOCAと同様</p> <p>余熱除去系が使用可能：IS-LOCAと同様</p> <p>原子炉安定停止時状態確認：漏えいの停止（1次冷却系と2次冷却系が均圧）及び1次冷却材温度が93℃以下</p> <p>再循環切替判断（1次冷却系のフィードアンドブリード時）：格納容器サンプル水位計（広域）指示64%以上を確認し、再循環切替操作を実施</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p>	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、中央制御室からの燃料取替用水タンクへの補給には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」にしたがって操作条件が設定されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 ・ タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 (2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。 (3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 (4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 (5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

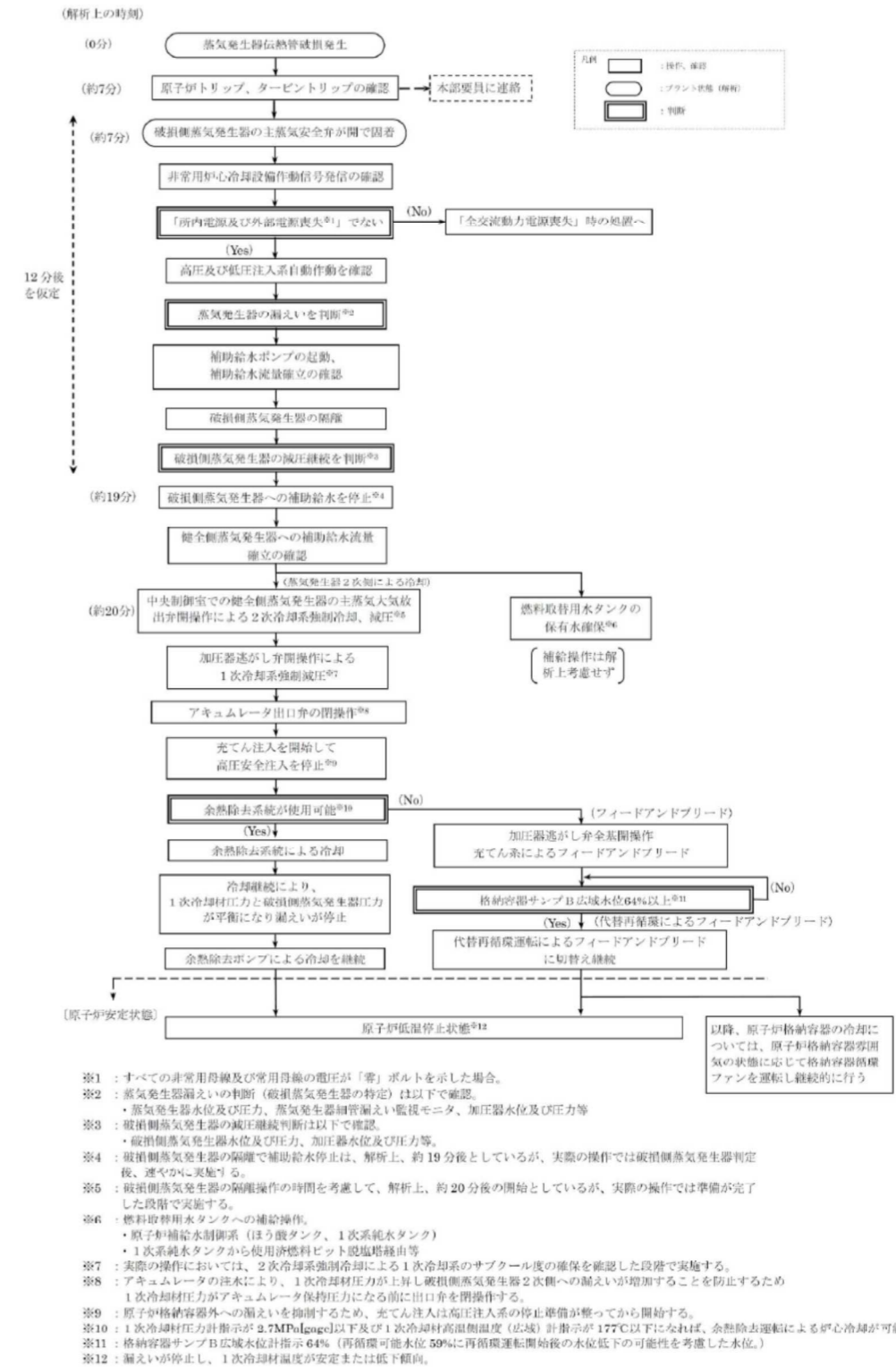


第 7.1.8.1 図 「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図
(インターフェイスシステム LOCA)

第 7.1.8.2 図 「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図
(蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗)



第 7.1.8.4 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
 （「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展）



第 7.1.8.6 図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
 （「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展）

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間(分)		備考
	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は作業後移動してきた要員	手順の内容	10	経過時間(分)	
手続の項目			10	経過時間(分)	
手続の内容			10	経過時間(分)	
運転員A, B, C	1 1 1 1 3 3	●号炉ごと運転操作指図 ●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●安全注入シーケンス作動確認 ●余熱除去系統からの排入の判断(中央制御室確認) ●加圧調整及び弁閉鎖作 ※1(中央制御室操作)	約25分 原子炉トリップ、安全注入作動 約4分 充てん開始、安全注入停止 約4分 2次冷却系強制冷却開始 約4分 プラント停止判断	約6分 アキュムレータ開鎖	
1次冷却系強制冷却操作	1 1	●加圧調整及び弁閉鎖作 ※1(中央制御室操作)	1分		
余熱除去系統の分断、閉鎖操作	1 1	●余熱除去系統の燃料取扱用タンクからの隔離操作 ●余熱除去系統の1次冷却系からの隔離操作(中央制御室操作)	5分	5分	
2次冷却系強制冷却操作	1 1	●補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 ●主蒸気大気放出弁閉鎖操作(中央制御室操作)	4分 1分		
燃料取扱用タンク供給操作(燃料上考査せず)	1 1	●燃料取扱用タンク供給系統構成(現場操作)	15分		
充てん開始、安全注入停止操作	1 1	●燃料取扱用タンク供給操作(現場操作) ●充てん注入開始操作 ●高圧安全注入停止操作(中央制御室操作)	5分 5分	5分	
アキュムレータ出口弁操作	1 1	●アキュムレータ出口弁閉鎖操作(中央制御室操作)	5分	5分	
電源確認、復旧操作	1 1	●電源確認、復旧操作 ※3(現場操作)	30分	30分	
機器の復旧作業	1 1	●電源確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※4(現場操作)		30分	

上記項目に加え、本部職員6名にて関係各所に連絡連絡を行う。
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに要員の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を再仕せば前記操作を実施する。
また、運転員が解析上設定した操作条件範囲内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出)。

第 7.1.8.7 図 「格納容器バイパス」の作業と所要時間 (インターフェイスシステム LOCA)

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間(分)		備考
	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	10	経過時間(分)	
手続の項目			10	経過時間(分)	
手続の内容			10	経過時間(分)	
状況判断	1 1 3 3	●号炉ごと運転操作指図 ●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●高圧安全注入の排入を判断(中央制御室確認) ●格納容器発生原因の判断、格納容器発生器への補助給水確立の確認(燃料上考査せず) ●補助給水停止操作(現場操作)	約19分 原子炉トリップ、格納容器発生器主蒸気安全弁閉鎖 約20分 2次冷却系強制冷却開始 10分 プラント停止判断	約6分 アキュムレータ開鎖	
格納容器発生原因判断	1 1	●格納容器発生原因の判断、格納容器発生器への補助給水停止操作(現場操作)	2分		
1次冷却系強制冷却操作	1 1	●格納容器発生原因の判断、格納容器発生器への補助給水停止操作(現場操作) ●加圧調整及び弁閉鎖作 ※1(中央制御室操作)	15分		
2次冷却系強制冷却操作	1 1	●補助給水ポンプ起動確認、格納容器発生器への補助給水流量確立の確認 ●主蒸気大気放出弁閉鎖操作(中央制御室操作)	4分 1分		
アキュムレータ出口弁操作	1 1	●アキュムレータ出口弁閉鎖操作(中央制御室操作)	5分	5分	
充てん開始、安全注入停止操作	1 1	●充てん注入開始操作 ●高圧安全注入停止操作(中央制御室操作)	5分 5分	5分	
燃料取扱用タンク供給操作(燃料上考査せず)	1 1	●燃料取扱用タンク供給系統構成(現場操作)	15分	15分	
電源確認、復旧操作	1 1	●燃料取扱用タンク供給操作(現場操作)	5分	5分	

上記項目に加え、本部職員6名にて関係各所に連絡連絡を行う。
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに要員の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を再仕せば前記操作を実施する。
また、運転員が解析上設定した操作条件範囲内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出)。

第 7.1.8.8 図 「格納容器バイパス」の作業と所要時間 (蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」を選定する。これは、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して両方の事故シーケンスを選定することを確認した。</p>

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

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>f. 格納容器バイパス</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. インターフェイスシステム LOCA の発生後、破断箇所の隔離に失敗し、原子炉冷却材の有効な注入が不可能となり、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開又は内部破損によって、低圧設計部分が過圧され、破断する事象を想定する。</p> <p>ii. 低圧設計部分の破断箇所は、原子炉圧力が加わることによって、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. インターフェイスシステム LOCA 発生箇所の隔離対策</p> <p>ii. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、ECCS 水源の補給を伴うフィードアンドブリード、並びに ECCS 再循環及び原子炉格納容器冷却</p> <p>(b) 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 蒸気発生器伝熱管破損の発生後、破損蒸気発生器の隔離に失敗することによって、原子炉冷却材の漏えいが継続し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 蒸気発生器伝熱管の破損を想定する。</p> <p>ii. 破損蒸気発生器の隔離失敗を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉の冷却・減圧後に、「RHR によって除熱する場合」及び「RHR</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>の接続に失敗する場合」を想定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、並びに RHR による崩壊熱の除去</p> <p>ii. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、ECCS 水源の補給を伴うフィードアンドブリード、並びに ECCS 再循環及び原子炉格納容器冷却</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>IS-LOCA :</p> <ul style="list-style-type: none"> IS-LOCA の破断口径と設定の考え方を確認。 <p>SGTR :</p> <ul style="list-style-type: none"> 破損側蒸気発生器の隔離失敗の想定を確認。 	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>起因事象として、1次冷却系から原子炉格納容器外への漏えいが発生するものとし、1次冷却材の漏えい箇所は、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等とする。漏えい箇所は、余熱除去系統の圧力挙動の評価により、余熱除去系機器等に1次冷却系の圧力を上回る荷重がかからないこと、及び余熱除去系統配管が破断に至らないことを確認した上で、設定している。</p> <p>また、破断口径は、余熱除去系逃がし弁については実機の口径に基づき、余熱除去系機器については実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値を設定している。</p> <p>具体的には、原子炉格納容器外の余熱除去クーラ出口逃がし弁では等価直径約 3.3cm (約 1.3 インチ) 相当、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁では等価直径約 11cm (約 4.2 インチ) 相当とする。余熱除去系機器等では、等価直径約 4.1cm (約 1.6 インチ) 相当とすることを確認した。具体的には、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。1次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。また、破断口径は、余熱除去系逃がし弁については実機における口径に基づいた値とし、余熱除去系機器等については実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値とする。以下に漏えい発生箇所及び漏えい面積を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器外の余熱除去クーラ出口逃がし弁 (等価直径約 3.3cm (約 1.3 インチ) 相当) 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁 (等価直径約 11cm (約 4.2 インチ) 相当) 原子炉格納容器外の余熱除去系統機器等 (等価直径約 4.1cm (約 1.6 inch) 相当) <p>なお、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることはなく、余熱除去系の低圧側に静的に1次冷却系の圧力及び温度相当まで加圧及び加温されるものとすることを確認した。また、安全機能の喪失に対する仮定として、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能が喪失することを確認した。</p> <p>① 「第 7.1.8.3 表 「格納容器バイパス」の主要解析条件 (インターフェイスシステム LOCA)」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱、1次冷却材圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>SGTR：</p> <p>① 起回事象として、1次冷却系から原子炉格納容器外への漏えいが発生するものとし、破断位置及び破断口径は、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断するものとすることを確認した。また、安全機能の喪失に対する仮定として、破損側蒸気発生器の隔離失敗の想定は、原子炉トリップ後に主蒸気大気放出弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとすることを確認した。</p> <p>② 「第7.1.8.4表 「格納容器バイパス」の主要解析条件（蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱、1次冷却材圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(CVバイパスの場合)</p> <p>IS-LOCA :</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプの使用台数、用いる注入特性を確認。 ・ 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。 ・ 主蒸気逃がし弁の使用個数を確認。 ・ 余熱除去冷却器出口/入口逃がし弁の吹き止まり圧力を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定を確認。 <p>SGTR :</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプの使用台数、用いる注入特性を確認。 ・ 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。 ・ 主蒸気逃がし弁の使用個数を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定を確認 	<p>(i) 機器条件として、IS-LOCA の場合は、<u>炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ 2 台使用時の最大注入特性を用いる。これは、1 次冷却材の漏えい量の観点では、1 次冷却系からの漏えい量を増加させるため厳しい設定である。2 次系強制冷却に使用する主蒸気大気放出弁は 3 個とする。また、余熱除去クーラ出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁の吹き止まり圧力は、設計値を用いる</u>ことを確認した。SGTR の場合は、<u>炉心注水流量は、充てん/高圧注入ポンプ 2 台使用時の最大注入特性を用いる。これは、1 次冷却材の漏えい量の観点では、1 次冷却系からの漏えい量を増加させるため厳しい設定である。また、2 次系強制冷却に使用する主蒸気大気放出弁は健全側の 2 個とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>① 「第 7.1.8.3 表 「格納容器バイパス」の主要解析条件（インターフェイスシステム LOCA）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>原子炉トリップ信号：原子炉圧力低（12.83MPa [gage]、応答時間 2.0 秒）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ：2 台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定した最大注入特性（高圧注入特性：0～約 220m³/h、0～約 19.4MPa[gage]）を用いる。</p> <p>補助給水ポンプ：電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値を想定）に 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から、蒸気発生器 3 基合計で 190m³/h を設定。</p> <p>主蒸気大気放出弁：定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気大気放出弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理できる流量として設定。</p> <p>余熱除去冷却器出口/入口逃がし弁の吹き止まり圧力：当該弁の設計値にて閉止するものとして設定。</p> <p>アキュムレータ：炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力（約 4.04MPa [gage]）、最低の保有水量（約 29.0m³）を設定。</p> <p>SGTR :</p> <p>① 第 7.1.8.4 表 「格納容器バイパス」の主要解析条件（蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗）より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>原子炉トリップ信号：原子炉圧力低（12.83MPa [gage]、応答時間 2.0 秒）あるいは過大温度 ΔT 高（1 次冷却材温度等の関数、応答時間 6.0 秒）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプ：2 台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定した最大注入特性（高圧注入特性：0～約 220m³/h、0～約 19.4MPa[gage]）を用いる。</p> <p>補助給水ポンプ：補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して、ECCS 作動限界値到達から 60 秒後に注水開始するものとし、流量は、電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時の流量として、蒸気発生器 3 基合計で 190m³/h を設定。</p> <p>主蒸気大気放出弁：定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気大気放出弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理できる流量として設定。</p> <p>アキュムレータ：炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力（約 4.04MPa [gage]）、最低の保有水量（約 29.0m³）を設定。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能（IS-LOCAの場合）、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁（SGTRの場合）について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>IS-LOCA：</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、充てんポンプによる炉心注水、高圧注入ポンプ停止、余熱除去系による炉心冷却、アキュムレータ出口弁閉止、及び原子炉格納容器の冷却については中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p>余熱除去ポンプの停止及び隔離操作：「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、中央制御室での隔離操作に10分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応の運転員1名であり、現場での系統構成に15分、中央制御室での補給操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、燃料取替用水タンクへの補給操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>2次系強制冷却の開始時間は、余熱除去系統からの漏えいの判断や余熱除去系統の隔離操作等に必要な時間を考慮し、ECCS 作動信号発信から25分後とする。また、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧注入から充てん注入に切替えるための操作開始時間は、原子炉トリップの1時間後からとし、操作完了に4分を要するものとする。また、加圧器逃がし弁の開閉操作は、以下の条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。i) ECCS 停止条件成立前は、1次冷却材のサブクール度 60℃以上で開とし、サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉とする。ii) ECCS 停止条件成立後は、1次冷却材のサブクール度 20℃以上で開とし、サブクール度 10℃以下で閉とする</u>ことを確認した。以下に加圧器逃がし弁の操作条件、高圧注入から充てん注入への切替条件を示す。</p> <p>加圧器逃がし弁の操作条件</p> <p>ECCS 停止条件成立前</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール度 60℃以上で開操作 ・ サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉操作 <p>ECCS 停止条件成立後</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール度 20℃以上で開操作 ・ サブクール度 10℃以下で閉操作 <p>高圧注入から充てん注入への切替条件</p> <p>以下の ECCS 停止条件が成立、又は原子炉トリップ後1時間が経過すれば、高圧注入から充てん注入への切替を実施し、切替操作には4分を要するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール度 40℃以上

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>・ 加圧器水位 50%以上</p> <p>・ 1次冷却系圧力が安定又は上昇、かつ、アキュムレータ不作動又は隔離中</p> <p>・ 蒸気発生器狭域水位下端以上又は電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中</p> <p>なお、2次系強制冷却の操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 2次系強制冷却は、有効性評価上は ECCS 作動信号発信から 25 分後に操作実施としているが、実際には 1 次冷却材の漏えい抑制の観点から準備が完了した段階で実施することを確認した。（第 7.1.8.4 図 ※5）</p> <p>SGTR：</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、破損側蒸気発生器隔離、2次系強制冷却、アキュムレータ出口弁閉止、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、充てん注入による炉心注水、高圧注入停止、余熱除去系による炉心冷却、原子炉格納容器の冷却、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁によるフィードアンドブリード（余熱除去系の接続に失敗する場合）については中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応の運転員1名であり、現場での系統構成に15分、中央制御室での補給操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、中央制御室からの補給操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p>代替再循環による1次冷却系のフィードアンドブリード：「技術的能力 1.4 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員等1名、ポンプの起動確認、系統構成等に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。（第 1.4.14 図参照）</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、破損側蒸気発生器の隔離操作の開始時間は、原子炉トリップ信号発信から 10 分後とし、操作完了に 2 分を要するものとする。2次系強制冷却操作の開始時間は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点からとし、主蒸気大気放出弁の開操作完了に 1 分を要するものとする。充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧注入から充てん注入に切替えるための操作開始時間は、ECCS 停止条件（1次冷却材のサブクール度 40℃以上及び加圧器水位 50%以上等）成立時点からとし、操作完了に 2 分を要するものとする。また、加圧器逃がし弁の開閉操作を行う条件は「インターフェイスシステム LOCA」と同一であることを確認した。以下に加圧器逃がし弁の操作条件、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件を示す。</p> <p>加圧器逃がし弁の操作条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ IS-LOCA と同様である。 <p>高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件</p> <p>以下の ECCS 停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替を実施し、切替操作には 2 分を要するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール度 40℃以上 ・ 加圧器水位 50%以上 ・ 1次冷却材圧力が安定又は上昇、かつ、アキュムレータ不作動又は隔離中 ・ 健全側の蒸気発生器狭域水位下端以上又は健全側蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中 <p>なお、2次系強制冷却の操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 2次冷却系強制冷却は、有効性評価上は破損側蒸気発生器隔離完了後 1 分で実施するものとしているが、実際には破損側蒸気発生器隔離完了後、速やかに実施することを確認した。（第 7.1.8.6 図 ※5）</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.1.8.9、17、18 図より、1次冷却材の漏えいに伴って1次冷却系圧力が低下していることから、想定した起因事象に沿った解析結果が得られていることを確認した。また、破断流クオリティの上昇により破断流量（質量流量）が低下しており、パラメータ間の挙動に齟齬がないことを確認した。</p> <p>③ 第7.1.8.21、22 図より連続的な主蒸気流量が確認できること、2次冷却系強制冷却に伴う主蒸気流量の増加に追従して補助給水流量が増加していること、第7.1.8.15 図より加圧器逃がし弁の操作条件に至らないこと、第7.1.8.13、14 図より、高圧注入ポンプ、充てんポンプによる炉心注水流量を確認できること、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替に伴って、注入流量の積分値に変曲点が現れていることから、2次系強制冷却による1次冷却系の減圧、高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.8.9、10 図より2次冷却系強制冷却により1次冷却材圧力・温度が低下していること、1次冷却材圧力・温度は低下するが、サブクール度を確保できており1次冷却材の減圧沸騰を防止できていることを確認した。第7.1.8.17 図からは上記の操作により、漏えい量の低減が図られていることを確認した。第7.1.8.11、12、18、19、20 図より、高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水により、1次冷却材の保有水量が回復していること、炉心注水の開始に伴って炉心上端ボイド率は65%程度となっており、二相流による冷却を維持していることから燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。</p> <p>SGTR :</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.1.8.26、30、35、23、33 図より、事象発生とともに破断流量が確認できること、破損側蒸気発生器の主蒸気安全弁の開固着により蒸気発生器水位が一旦は低下するが、1次冷却系から2次系への冷却材の漏えいにより上昇傾向を示すこと、連続的な蒸気流量が破損側蒸気発生器で確認できること、1次冷却系圧力が低下傾向を示していること、破損側蒸気発生器圧力が低下傾向を示していること、加圧器水位が低下していることから、蒸気発生伝熱管破損及び破損側蒸気発生器の主蒸気安全弁の開固着が生じていることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.8.35、23、34 図より健全側蒸気発生器において連続的な主蒸気流量が確認できること、健全側蒸気発生器の圧力が低下していること、2次冷却系強制冷却に伴う主蒸気流量の増加に追従して補助給水流量が増加していること、第7.1.8.27 図より加圧器逃がし弁の開閉に伴う加圧器逃がし弁流量が確認できること、第7.1.8.25 図より高圧注入ポンプ、充てんポンプによる炉心注水流量を確認できることから、2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系の減圧及び高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.8.23、24 図より2次系強制冷却により1次冷却系圧力・温度が低下していること、加圧器逃がし弁の開閉に伴って1次冷却系圧力・温度は低下するが、サブクール度を確保できており1次冷却材の減圧沸騰を防止できていること及び2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系の減圧により事象発生後約3.7時間には1次冷却系と2次系が均圧（添付資料7.1.8.14 図4）となり、第7.1.8.26 図からは上記の操作により、同時刻以降は漏えいが停止していることを確認した。第7.1.8.28、29、30、31、32 図より、高圧注入流量、充てんポンプによる炉心注水により、1次冷却材の保有水量が回復していること、加圧器に水位が形成されていること、原子炉容器水位は解析期間中 TAF 以上を維持していることから、燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。</p>
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.1.8.26、30、35、23、33 図より、事象発生とともに破断流量が確認できること、破損側蒸気発生器の主蒸気安全弁の開固着により蒸気発生器水位が一旦は低下するが、1次冷却系から2次系への冷却材の漏えいにより上昇傾向を示すこと、連続的な蒸気流量が破損側蒸気発生器で確認できること、1次冷却系圧力が低下傾向を示していること、破損側蒸気発生器圧力が低下傾向を示していること、加圧器水位が低下していることから、蒸気発生伝熱管破損及び破損側蒸気発生器の主蒸気安全弁の開固着が生じていることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.8.35、23、34 図より健全側蒸気発生器において連続的な主蒸気流量が確認できること、健全側蒸気発生器の圧力が低下していること、2次冷却系強制冷却に伴う主蒸気流量の増加に追従して補助給水流量が増加していること、第7.1.8.27 図より加圧器逃がし弁の開閉に伴う加圧器逃がし弁流量が確認できること、第7.1.8.25 図より高圧注入ポンプ、充てんポンプによる炉心注水流量を確認できることから、2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系の減圧及び高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.8.23、24 図より2次系強制冷却により1次冷却系圧力・温度が低下していること、加圧器逃がし弁の開閉に伴って1次冷却系圧力・温度は低下するが、サブクール度を確保できており1次冷却材の減圧沸騰を防止できていること及び2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系の減圧により事象発生後約3.7時間には1次冷却系と2次系が均圧（添付資料7.1.8.14 図4）となり、第7.1.8.26 図からは上記の操作により、同時刻以降は漏えいが停止していることを確認した。第7.1.8.28、29、30、31、32 図より、高圧注入流量、充てんポンプによる炉心注水により、1次冷却材の保有水量が回復していること、加圧器に水位が形成されていること、原子炉容器水位は解析期間中 TAF 以上を維持していることから、燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.8.7 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について）において、燃料取替用水タンクが枯渇するまでの時間（9.4時間）の評価が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(CV バイパスの場合)</p> <p>IS-LOCA</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断流量 ・ 破断流クオリティ ・ 1次冷却系圧力 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気流量 ・ 加圧器逃がし弁・安全弁流量 ・ 補助給水流量 ・ 1次冷却系注水流量・積分値 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系圧力 ・ 破断流量 ・ 1次冷却系温度 ・ 1次冷却系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 炉心上端ボイド率、加圧器水位 <p>SGTR</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断流量 ・ 破損側蒸気発生器圧力 ・ 1次冷却系圧力 ・ 蒸気発生器水位 ・ 蒸気流量 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気流量 ・ 補助給水流量 ・ 1次冷却系注水流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系圧力・2次系圧力 ・ 破断流量 ・ 1次冷却系温度 ・ 1次冷却系保有水量 ・ 原子炉容器内水位 ・ 燃料被覆管温度 ・ 加圧器水位 	<p>補足説明資料（添付資料 7.1.8.9 破損 SG の違いによる事象収束の違いについて）において、加圧器設置有無及び RHR 入口ラインへの接続の有無による 1 次冷却材圧力及び温度の挙動比較が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>(ii) 上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、IS-LOCAの評価項目となるパラメータについては、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、高圧注入ポンプによる炉心注水及び2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約390℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa[gage]に抑えられる。余熱除去ポンプ入口逃がし弁等から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいにより、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることを確認した。SGTRの評価項目となるパラメータについては、破損した蒸気発生器伝熱管から蒸気発生器2次側への漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減温・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約350℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa[gage]に抑えられる。加圧器逃がし弁の開操作により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>IS-LOCA：</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、2次冷却系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧による漏えい量の低減、高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水により炉心は冷却されていることから事故発生当初の温度（約390℃）以下にとどまり、評価期間を通じて1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 ② 本重要事故シーケンスでは1次冷却材の漏えいを想定しており、1次冷却材圧力は初期値である15.9MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 余熱除去ポンプ入口逃がし弁の作動、加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し1次冷却材が原子炉格納容器内に移行すれば原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果で包絡できることが示されている）。 <p>SGTR：</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、2次冷却系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧による漏えい量の低減、高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水により炉心は冠水状態にあることから事故発生当初の温度（約350℃）以下にとどまり、評価期間を通じて1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 ② 本重要事故シーケンスでは1次冷却材の漏えいを想定しており、1次冷却材圧力は初期値である15.7MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し1次冷却材が原子炉格納容器内に移行すれば原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果で包絡できることが示されている。）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記（ii）にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、初期の炉心損傷防止対策である1次冷却系の減圧による漏えい量の低減及び高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水により評価期間を通じて炉心は冷却状態を維持していること、燃料被覆管の温度は低く抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、IS-LOCAの場合については、1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系逃がし弁からの漏えいが停止する。さらに、余熱除去ポンプの入口弁を閉止することにより、余熱除去系機器等からの漏えいが停止する。また、2次系強制冷却による炉心冷却の継続により原子炉を安定停止状態へ移行させることができること、SGTRの場合については、1次冷却系の減温・減圧が進むと1次冷却系圧力と2次冷却系圧力が均圧することで、漏えいが停止する。また、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>① 第7.1.8.9、10図にあるとおり、事象発生後180分時後においても1次冷却材圧力及び温度は整定しており、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気大気放出弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、事象発生約380時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、主蒸気大気放出弁を用いた蒸気発生器による除熱を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去ポンプ入口逃がし弁の作動、加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し原子炉格納容器内に移行すれば原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果で包絡できることが示されている。）</p> <p>SGTR :</p> <p>① 第7.1.8.23、24図にあるとおり、事象発生後5時間時点においても1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生約15時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系の接続に失敗した（使用不能）場合においても、充てん/高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリード及び内部スプレポンプによる代替再循環を実施することにより、事象発生約38時間後に低温停止状態になり、以降も安定停止状態を維持できる。また、加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し原子炉格納容器内に移行すれば原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果で包絡できることが示されている。）</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.8.10 安定停止状態について（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）において、本事故シーケンスグループの原子炉安定停止状態は、「漏えいが停止し、1次冷却系と2次冷却系が均圧及び1次冷却材温度が93℃以下」であることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

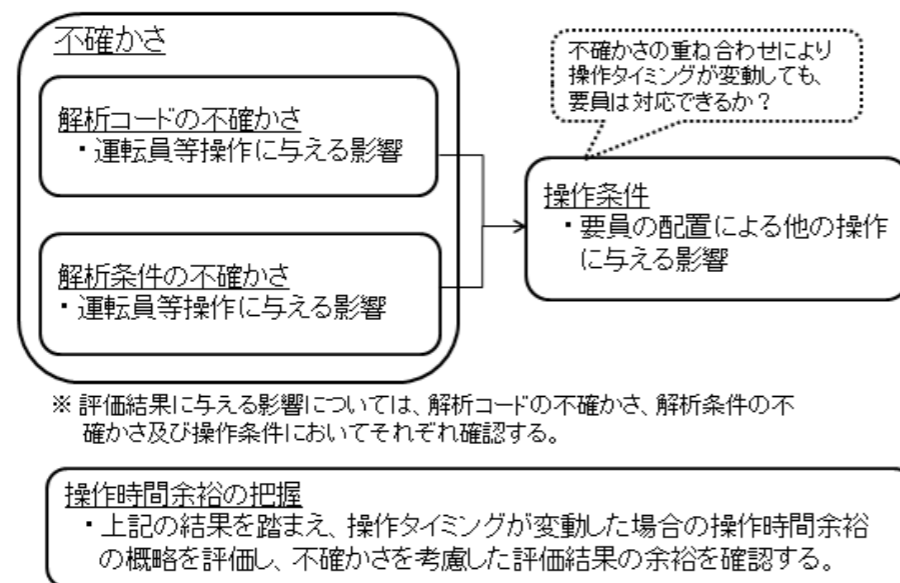
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
	<p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.7.1)</p> </div>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉トリップ信号又は ECCS 作動信号の発信を起点に操作を開始する2次冷却系強制冷却並びに1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）等を起点に操作を開始する加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替であることを確認した。本操作は原子炉トリップ信号あるいは ECCS 作動信号発信時刻や1次冷却材圧力・温度の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ORNL/THTF 試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、M-RELAP5 は燃料棒表面熱伝達を最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認した。 ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5 は炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認した。 Marviken 臨界流試験と解析結果との比較から、1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、M-RELAP5 は破断流量を実際より多く予測し、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価することを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から 1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に 1次冷却系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、M-RELAP5 は最大で 1次冷却材圧力を 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、蒸気発生器における 1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に 1次冷却材圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認した。 <p>以上より、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系における冷却材放出の不確かさにより、ECCS 作動信号の発信を起点としている 2次冷却系強制冷却の開始タイミングは遅くなり、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始タイミングが早くなることを確認した。 1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさにより、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始タイミングに影響を与えることを確認した。 1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさにより、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始タイミングが早くなることを確認した。 蒸気発生器における 1次側・2次側の熱伝達の不確かさにより、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始タイミングが早くなることを確認した。 <p>なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）につい</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、M-RELAP5 を用いて 1次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して 2次系強制冷却による 1次冷却系の減温・減圧時に、1次冷却系圧力を数百 kPa 程度高く評価する傾向がある。そのため、実際には解析結果よりも 1次冷却系の減温・減圧が速く、漏えい流量は少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m 低く評価する可能性があることを確認した。 1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、破断流量を実際より多く予測し、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価することを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>て確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2次冷却系強制冷却による減圧時に1次冷却材圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ 1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次冷却材圧力を0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次冷却系強制冷却による減圧時に1次冷却材圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを考慮した場合、いずれも評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（格納容器バイパス））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(CVバイパスの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、加圧器逃がし弁の開閉操作や ECCS から充てん系への切り替え操作への影響を確認。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合について、2次系強制冷却操作への影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、IS-LOCA 時の破断口径、評価項目に与える影響の観点からアキュムレータ初期保有水量(2号炉は蒸気発生器2次側保有水量)について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の1次冷却材圧力・温度の低下は早くなる。このため、1次冷却系圧力の低下により発信する ECCS 作動信号の発信を起点としている2次冷却系強制冷却並びに1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始が早くなることを確認した。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合には、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、1次冷却材圧力の低下が遅くなることから、ECCS 作動信号の発信を起点としている2次冷却系強制冷却の開始が遅くなる。一方、1次冷却材圧力の低下が遅くなることにより1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなることから、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始が早くなることを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CVバイパスの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p> <p>④ 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響について、解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、1次冷却系の保有水量の低下が速めに解析されている。崩壊熱に最確値を与えた場合には、1次冷却系の保有水量の低下は緩やかとなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。なお、操作開始時刻を遅らせた感度解析結果は、(3) 操作時間余裕の把握にて確認している。なお、高浜1号炉は蒸気発生器2次側保有水量に設計値を高浜2号炉は標準値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の1次冷却材の蒸散率は小さくなり、1次冷却材圧力は低く推移することから炉心注水量は多くなる。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ アキュムレータの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期のアキュムレータ気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次冷却系への注水量の観点から厳しくなるが、アキュムレータによる炉心注水より前に充てん/高圧注水ポンプにより1次冷却系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、2次系強制冷却操作及び加圧器逃がし弁開閉操作が必要なタイミングが変動する可能性があるが、この操作は中央制御室での操作であり、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であることから、対策の実施に与える影響はない。また、「インターフェイスシステム LOCA」においては、漏えい側余熱除去ポンプ入口弁を閉止し、漏えいを停止させることで事象が収束する。この弁の閉操作は中央制御室での操作であり、同一の運転員等による他の操作がないことから対策の実施に与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替等の操作は中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。また、余熱除去系の隔離操作は、中央制御室で操作を行うことを想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、高圧注入ポンプから充てんポンプの切替等の操作要員は専任であり、作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、高圧注入ポンプから充てんポンプの切替等の操作は中央制御室での作業であり、現場においての作業は無い。なお、燃料取替用水タンクへの補給操作のうち、系統構成は現場での操作であるが、本操作の所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 2次冷却系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより ECCS 作動信号又は原子炉トリップ信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。この場合には、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、IS-LOCA では、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより1次冷却系からの漏えい量が少なくなると、1次冷却系圧力の低下が遅くなるため、ECCS 作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。この場合には、1次冷却系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入系による炉心注水により1次冷却系保有水量は確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が速くなると、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）成立が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。この場合には、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (CVバイパスの場合)</p> <p>① 2次系強制冷却や加圧器逃がし弁による1次冷却系減圧操作、余熱除去操作（クールダウンアンドリサーキュレーション）の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 2次系強制冷却の操作時間余裕について、以下のとおり確認した。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>① 2次冷却系強制冷却や加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧操作、余熱除去操作（クールダウンアンドリサーキュレーション）を行わない場合には、漏えいが継続するとともに高圧注入系による注水の継続を余儀なくされ、注水が継続した場合には燃料取替用水タンクの枯渇に至る。このことから、2次冷却系強制冷却の操作時間余裕として、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を2次冷却系強制冷却開始まで高圧注入ポンプの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに3時間程度は確保できることを確認した。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替の操作時間余裕としては、2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧を考慮し、大気圧下における高圧注入流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに2時間程度は確保できることを確認した。</p> <p>SGTR :</p> <p>① 上記 IS-LOCA に示した理由から、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を2次冷却系強制冷却開始まで高圧注入ポンプの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに5時間程度は確保できることを確認した。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替の操作時間余裕としては、2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧を考慮し、大気圧下における高圧注入流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに3時間程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について 1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>確認結果（高浜）</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。 ① 本重要事故シーケンスグループの対応に必要な要員は、1号炉及び2号炉については16名、3号炉及び4号炉については18名であり、合計33名（全体指揮者1名は共通）である。これに対して、重大事故等対策要員は170名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、複数号機同時発災の場合においても、必要な重大事故等対策要員を確保できていることから、対応可能であることを確認した。</p> <p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。 ① ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生後の64分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて、炉心注水を継続する。その後、余熱除去系からの漏えいを停止確認以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、その後は代替再循環による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要であることを確認した。</p> <p>SGTR :</p> <p>① 復水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンクが枯渇するまで約8.5時間の注水継続が可能であり、事象発生後の約2.3時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となる。以降は復水タンクへの補給は不要であることを確認した。また、燃料取替用水タンクを水源とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生後の約51分後に高圧注入から充てん注入に切り替えて炉心注水を継続する。その後、1次冷却系の減圧操作により1次冷却系と蒸気発生器2次側圧力を均圧させ、破損蒸気発生器からの漏えいを停止することが可能であることを確認した。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要である。余熱除去系による炉心冷却を継続に失敗した場合においては、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、格納容器サンプB水位が再循環代替水位到達後、代替再循環に切替える。以降は、格納容器サンプBを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要であることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約335.9kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そうに備蓄された重油量は360kLであり対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記(iii)で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（高浜）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」において2次系強制冷却、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。</p> <p>なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（「インターフェイスシステム LOCA」では余熱除去系2系統、「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では主蒸気安全弁1個の開固着）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、1次冷却系の減温・減圧により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、「インターフェイスシステム LOCA」では、余熱除去ポンプ入口弁の閉止などにより漏えいを停止させ、2次系強制冷却による炉心冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」では、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却と1次冷却系圧力と2次冷却系圧力の均圧により漏えいを停止させる対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>