

# 玄海原子力発電所 3号炉及び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1月18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、「九州電力株式会社玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号原子炉施設の変更）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「九州電力株式会社玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号原子炉施設の変更）に関する審査書」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（インターフェイスシステム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

玄海3・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	9
4. 品質保証活動体制	11
5. 技術者に対する教育・訓練	14
6. 原子炉主任技術者等の選任・配置	17

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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>① 加工の事業</li> <li>② 原子炉の設置</li> <li>③ 貯蔵の事業</li> <li>④ 再処理の事業</li> <li>⑤ 廃棄の事業</li> </ol> <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"> <li>1. 組織</li> <li>2. 技術者の確保</li> <li>3. 経験</li> <li>4. 品質保証活動体制</li> <li>5. 技術者に対する教育・訓練</li> <li>6. 原子炉主任技術者等の選任・配置</li> </ol>	<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"> <li>1. 組織</li> <li>2. 技術者の確保</li> <li>3. 経験</li> <li>4. 品質保証活動体制</li> <li>5. 技術者に対する教育・訓練</li> <li>6. 原子炉主任技術者等の選任・配置</li> </ol>

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（玄海3・4号炉）
<p><b>Ⅱ. 用件</b>  <b>指針1. 設計及び工事のための組織</b>                      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>&lt;解説&gt;                      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>(1) 組織                      (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。                      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)                      ① 設計及び工事の業務は、玄海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。                      設計及び工事の業務は、発電本部の各担当部門及び技術本部の原子力土木建築部門（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5.1図：原子力関係組織）にて実施することを確認した。発電本部の各担当部門は、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門及び安全・品証保証部門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、玄海原子力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玄海原子力発電所の担当課の業務所掌が示されている（別紙1-3）。玄海原子力発電所の担当課（保修第一課、保修第二課、土木建築課、技術第一課、技術第二課、安全管理第一課、安全管理第二課）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。                      また、平成27年12月22日に廃止措置計画認可申請した玄海原子力発電所1号炉の廃止措置業務については、平成27年7月に本店の原子力建設部門内に新たなグループを設置し発電所（1/2号炉側）と連携して対応していくとともに、玄海原子力発電所では、発電所長が1号、2号、3号及び4号炉を統括し、玄海原子力発電所3号炉及び4号炉の運転及び保守に影響を与えない体制で進めていることが示されている。</p>
	<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。                      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>(ii)                      ① 運転及び保守の業務は、玄海原子力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5.1図：原子力関係組織）にて実施することを確認した。                      玄海原子力発電所の担当課は、発電第一課、発電第二課、保修第一課、保修第二課、土木建築課、技術第一課、技術第二課、安全管理第一課、安全管理第二課、防災課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、玄海原子力発電所の担当課の業務所掌が示されている。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>指針5. 運転及び保守のための組織</b>            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>&lt;解説&gt;            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>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>(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>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構築し対応することを確認した。また、「第5.2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、本店に設置される原子力防災組織は、玄海原子力発電所が実施する対策のうち原子力に係る事項の統括管理を行うことが示されている。また、本店に設置される原子力防災組織は、電力系統の運用などの原子力以外の事項及び社外への支援要請等を行うことが示されている。</p> <p>(iii)            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、本発電所の玄海原子力発電所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、原子力管理部長を委員長として、玄海原子力発電所長、原子炉主任技術者に加えて、関係する本店の課長職以上の者から委員長が指名した者で構成されており、審議事項が玄海原子力発電所に連携される仕組みであることが示されている。            玄海原子力発電所安全運営委員会とは、玄海原子力発電所長を委員長として、原子炉主任技術者、玄海原子力発電所の課長以上の職位の者に加えて、委員長が指名した者で構成されていることが示されている。            原子力発電安全委員会及び玄海原子力発電所安全運営委員会の開催実績が示されている。（参照：本店原子力発電所安全委員会の開催実績（平成27年度）、玄海原子力発電所 安全運営委員会の開催実績について（平成27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（玄海3・4号炉）
<p><b>指針2. 設計及び工事に係る技術者の確保</b>            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>&lt;解説&gt;            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>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>(i)</p> <p>① <u>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</u>としていることを確認した。            原子力関連部門は、発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門及び安全・品証保証部門及び技術本部の原子力土木建築部門であることを確認した。            平成28年7月1日現在の本店の原子力関連部門、玄海原子力発電所の技術者の人数が836名であり、うち玄海原子力発電所の技術者の人数は594名であることを確認した。            また、平成28年7月1日現在の有資格者の人数は、以下のとおりであり、そのうち玄海原子力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：22名（10名）            ・第一種放射線取扱主任者：86名（44名）            ・第一種ボイラー・タービン主任技術者：10名（7名）            ・第一種電気主任技術者：16名（6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：26名（26名）            さらに、「第1表 発電本部及び技術本部における技術者等の人数」により、技術者及び有資格者の人数について、本店関係部門、玄海原子力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、原子力関連部門及び玄海原子力発電所の技術者数の推移実績が示されている。（参照：別紙2-3 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ヵ年））</p> <p>② <u>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</u>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、玄海原子力発電所の設計及び工事にあたり、技術者及び有資格者である技術者の休暇、疾病による欠員、人事異動を踏まえても支障を生じない要員を確保していることが示されている。また、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：別紙2-5 重大事故等対応に係る工事件数と工事管理者数）</p> <p>③ <u>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</u>としていることを確認した。            補足説明資料において、原子力関連部門及び玄海原子力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玄海原子力発電所の採用人数の推移</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（玄海3・4号炉）
	<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>が示されている。（参照：別紙2-2 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。          補足説明資料において、継続的に確保するための資格取得方針が以下であることが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉主任技術者については、資格取得を考慮し、採用時に一定数の大学（院）の原子力専攻者を確保している。また、資格取得対象者を選定し、原子炉主任技術者の重要性の認識、積極的な資格取得の奨励を行った上で、優先的に社外の試験対策講座等への参加や東京大学大学院工学系研究科原子力専攻への派遣を行う等、計画的に資格取得に向けた取り組みを実施している。</li> <li>・第1種ボイラー・タービン主任技術者及び第1種電気主任技術者については、認定取得のために必要となる情報（氏名、学歴及び職務経歴等）について育成者リスト及び育成計画を作成及び管理し、認定条件を満足した者について、順次、認定取得手続きを進める。</li> </ul> <p>（参照：別紙2-4 玄海原子力発電所における重大事故等対応に関する有資格者数）</p>
<p><b>指針6. 運転及び保守に係る技術者の確保</b>          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>&lt;解説&gt;          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>（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>（ii）</p> <p>① <u>原子力関連部門及び本発電所においては、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</u>としていることを確認した。</p> <p>原子力関連部門は、発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門及び安全・品証保証部門及び技術本部の原子力土木建築部門であることを確認した。          平成28年7月1日現在の本店の原子力関連部門、玄海原子力発電所の技術者の人数が836名であり、うち玄海原子力発電所の技術者の人数は594名であることを確認した。          さらに、平成28年7月1日現在の有資格者の人数は、以下のとおりであり、そのうち玄海原子力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"> <li>・原子炉主任技術者：22名（10名）</li> <li>・第一種放射線取扱主任者：86名（44名）</li> <li>・第一種ボイラー・タービン主任技術者：10名（7名）</li> <li>・第一種電気主任技術者：16名（6名）</li> <li>・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：26名（26名）</li> </ul> <p>さらに、「第1表 発電本部及び技術本部における技術者等の人数」により、技術者及び有資格者の人数について、本店関係部門、玄海</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（玄海3・4号炉）
	<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>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。</p>	<p>原子力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、原子力関連部門及び玄海原子力発電所の技術者数の推移実績が示されている。（参照：別紙2-2 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ヵ年））</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。 補足説明資料において、玄海原子力発電所の運転及び保守にあたり、技術者及び有資格者である技術者の休暇、疾病による欠員、人事異動を踏まえても支障を生じない要員を確保していることが示されている。</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自動車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、大型自動車等には、けん引、小型移動式クレーン、フォークリフト、危険物取扱者、中型自動車、フォークリフト、小型船舶操縦士、玉掛け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：別紙2-4 玄海原子力発電所における重大事故等対応に関する有資格者数）</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、原子力関連部門及び玄海原子力発電所の採用人数の推移が示されている。（参照：別紙2-2 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> <p>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。 補足説明資料において、継続的に確保するための資格取得方針が以下であることが示されている。 ・原子炉主任技術者については、資格取得を考慮し、採用時に一定数の大学（院）の原子力専攻者を確保している。また、資格取得対象者を選定し、原子炉主任技術者の重要性の認識、積極的な資格取得の奨励を行った上で、優先的に社外の試験対策講座等への参加や東京大学大学院工学系研究科原子力専攻への派遣を行う等、計画的に資格取得に向けた取り組みを実施している。 ・第1種ボイラー・タービン主任技術者及び第1種電気主任技術者については、認定取得のために必要となる情報（氏名、学歴及び職務経験等）について育成者リスト及び育成計画を作成及び管理し、認定条件を満足した者について、順次、認定取得手続きを進</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（玄海3・4号炉）
		める。 （参照：別紙2-4 玄海原子力発電所における重大事故等対応に関する有資格者数）

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（玄海3・4号炉）
<p><b>指針3. 設計及び工事の経験</b>                      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>&lt;解説&gt;                      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>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>(i)</p> <p>① <b>本発電所4基、川内原子力発電所2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</b>としていることを確認した。                      九州電力は、営業運転開始以来、計6基の原子力発電所を約40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15年には1号、2号、3号及び4号炉共用の固体廃棄物貯蔵庫の増設、平成16年には1号、2号、3号、4号炉共用の使用済樹脂貯蔵タンク増設等の設計及び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>② <b>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</b>としていることを確認した。                      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 <b>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により、設計及び工事の経験を蓄積する</b>としていることを確認した。                      九州電力は、昭和32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、海外は電力業者に派遣しており、実績が示されている。（参照：過去3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 <b>今後ともこれらを適切に継続する方針</b>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>

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（玄海3・4号炉）
<p><b>指針7. 運転及び保守の経験</b>                      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>&lt;解説&gt;                      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>(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基及び川内原子力発電所2基の約40年にわたる運転及び保守の経験を有するとしていることを確認した。                      九州電力は、営業運転開始以来、計6基の原子力発電所を約40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、消防ポンプ等の配備を通じた運転及び保守の経験を有すると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により、運転及び保守の経験を蓄積するとしていることを確認した。                      九州電力は、昭和32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いる実績が示されている。（参照：過去3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、予防処置の要否及び処理内容の審議並びに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（玄海3・4号炉）
<p><b>指針4. 設計及び工事に係る品質保証活動</b> 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>&lt;解説&gt; 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>(i)</p> <p>① <u>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（以下、「品質技術基準」という。）に基づいて原子力発電所品質マニュアル（要則）（以下「品質マニュアル（要則）」という。）を定めるとしていることを確認した。</u> 品質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。 補足説明資料において、品質技術基準の施行を踏まえ追加となった要求事項と品質保証計画に反映した内容の一覧が示されている。（参照：品質技術基準を踏まえた品質保証計画について）</p>
<p><b>指針8. 運転及び保守に係る品質保証活動</b> 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>&lt;解説&gt; 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>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>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>② <u>本店各部門及び本発電所並びに監査部門である本店の原子力・保安監査部においては、品質マニュアル（要則）に基づき、手順及び記録に関する文書体系を定めるとしていることを確認した。</u> 本店各部門は、発電総括部門、安全・品質保証部門、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、原子力土木建築部門、資材部門、及び原子燃料部門であることを確認した。 品質マニュアル（要則）に基づく文書体系が「第5.3 図 品質保証活動に係る規定文書体系」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（要則）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：原子力発電所品質マニュアル（要則）、品質マニュアル（基準））</p> <p>③ <u>社長は、品質マニュアル（要則）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</u>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、執務室内への掲示、小冊子の配布）が示されている。（参照：品質方針の組織内への伝達方法）</p> <p>④ <u>実施部門の管理責任者である発電本部長の下、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</u>としていることを確認した。 補足説明資料において、発電本部長が、品質方針及び具体的な活動方針を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</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（玄海3・4号炉）
	<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メントレビューを行う（行っている）ことを確認。</p>	<p>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原子力・保安監査部長は、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。</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。</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、品質マニュアル（要則）に従い、その重要度に応じて実施すると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、品質マニュアル（要則）に従って、個々の業務を計画し、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ることを確認した。 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、確認するとしていることを確認した。 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ることを確認した。 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</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（玄海3・4号炉）
		<p>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、九州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>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>(iii)</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原子力品質保証委員会において審議し、一方、本発電所において実施する活動は品質保証委員会において審議するとしていることを確認した。</p> <p>本店の原子力品質保証委員会の役割は、原子力・保安監査部を除く「第5.1 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。</p> <p>また、品質保証委員会の役割は、玄海原子力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。</p> <p>補足説明資料において、原子力品質保証委員会とは、安全・品質保証部長を委員長として、玄海原子力発電所長に加えて、本店の部長等から構成されていることが示されている。また、品質保証委員会とは、玄海原子力発電所長を委員長として、玄海原子力発電所の課室長以上の役職者から構成されていることが示されている。さらに原子力品質保証委員会及び品質保証委員会の開催実績が示されている。(参照：本店 原子力品質保証委員会の開催実績について（平成27年度）、玄海原子力発電所 品質保証委員会の開催実績について（平成27年度）)</p> <p>② それぞれ（本店の原子力品質保証委員会及び品質保証委員会）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。</p> <p>原子力品質保証委員会及び品質保証委員会のレビュー結果により、保安に影響がある場合には、本店の原子力発電安全委員会、玄海原子力発電所は玄海発電所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。</p> <p>補足説明資料において、原子力品質保証委員会及び品質保証委員会の開催実績が示されている。(参照：本店 原子力品質保証委員会の開催実績について（平成27年度）、玄海原子力発電所 品質保証委員会の開催実績について（平成27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（玄海3・4号炉）
<p><b>指針9. 技術者に対する教育・訓練</b>                      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>(i)</p> <p>① <b>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</b>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、九州電力の社員研修所及び玄海原子力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。（参照：「平成28年度新入社員年間教育介受スケジュール」）また、現場教育及び訓練の実績が示されている。（参照：「玄海原子力発電所の教育訓練実績（平成27年度）、玄海原子力発電所の保安教育実績（平成27年度）」）</p> <p>② <b>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、原子力訓練センターに加え、株式会社原子力発電訓練センター及び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</b>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並びに能力に応じたものを実施す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：「教育訓練プログラムの概要（イメージ）」及び「本店及び玄海原子力発電所における各年度の社外教育訓練受講数」）</p> <p>③ <b>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</b>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、技能及び職務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：玄海原子力発電所の教育訓練実績（平成27年度）」及び「玄海原子力発電所 保安教育実績 抜粋（平成27年度）」）</p> <p>④ <b>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</b>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。（参</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（玄海3・4号炉）
	<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>照：「玄海原子力発電所の教育訓練実績（平成27年度）」また、教育及び訓練の実績が示されている。（参照：「玄海原子力発電所における重大事故等対応に関する訓練実績」）</p> <p>⑤ <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。                      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>
	<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、技能及び職務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：「玄海原子力発電所の教育訓練実績（平成27年度）」及び「玄海原子力発電所 保安教育実績 抜粋（平成27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。（参照：「玄海原子力発電所 保安教育実績 抜粋（平成27年度）」）さらに、教育及び訓練の実績が示されている。（参照：「玄海原子力発電所における重大事故等対応に関する訓練実績」）</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</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（玄海3・4号炉）
		<p>では、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。</p> <p>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（玄海3・4号炉）
<p><b>指針10. 有資格者等の選任・配置</b>                      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>&lt;解説&gt;                      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 <u>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</u>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て上で選任することを確認した。                      補足説明資料において、炉主任の選任は課長以上から選任することが示されている。また、課長以上であれば、管理責任者として所管業務を統括・推進を行うことができることから、職務遂行能力を有しているという考え方が示されている。</p> <p>② <u>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社長が選任し配置する</u>としていることを確認した。                      社長が炉主任を選任し配置することにより、発電所長から解任等をされることがないことを確認した。また、保安上必要な場合は運転に従事する者へ必要な指示を行うことができることを確認した。さらに、炉主任が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する職務とならない課長以上とすることを確認した。                      補足説明資料において、「解任等」とは、解任や配置変更であることが示されている。また、炉主任が兼務できる他の職位は、原子炉施設の運転に直接権限を有する課の課長以上を除いた職位であるという考え方が示されている。</p> <p>③ <u>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課長以上から選任する</u>としていることを確認した。                      補足説明資料において、必要な代行者数の考え方が示されている。また、万が一、炉主任が不在となる事態となる場合は、選任要件を満たすものの中から速やかに選任することが示されている。さらに、1F事故を踏まえ、非常招集ルート圏内に3号及び4号炉の炉主任を2名確保する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)  <u>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</u>としていることを確認した。</p>

玄海3・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-9
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-13

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（玄海3・4号炉）
<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>外部ハザードの抽出にあたっては、以下の文献を基に抽出したことを確認した。※ここでは人為事象も合わせて記載する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)</li> <li>「日本の自然災害」 国会資料編纂会 1998年</li> <li>Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants” IAEA, April 2010</li> <li>「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」（制定：平成25年6月19日）</li> <li>NUREG/CR-2300 “PRA Procedures Guide”, NRC, January 1983</li> <li>「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」（制定：平成25年6月19日）</li> <li>B.5.b Phase2&amp;3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC公表</li> <li>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”</li> </ol> <p>「別添1 1. 設計基準において想定される自然現象及び安全性を損なう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。）の選定」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。</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>基準の選定にあたっては、国外の基準として、原子力発電所に対するレベル1 PRAの開発及び適用のためにIAEAが発行したガイド</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010」及び設計基準を超える外部事象が原子力発電所に対してもたらす課題に対処するために米国NEIが発行した手引き</li> <li>DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI 12-06 August 2012)</li> </ul> <p>また、日本の自然現象を網羅する観点から、日本の自然災害の歴史をとりまとめた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998年</li> </ul> <p>を参考にした。</p> <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54事象及び人為事象に係る外部ハザ</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（玄海3・4号炉）
		<p>ードとして23事象を整理したことが示されている。</p> <p>なお、その他に原子力発電所のPRAの実施のために米国NRCが発行したガイド</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983</li> </ul> <p>等の基準も事象収集の対象としたが、選定される事象が増加することはなかったことが示されている。</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）を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。</p> <p>ASME判断基準との比較が「別添1 添付1 7. 考慮すべき事象の除外基準とASME判断基準との比較」に示されている。</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><b>基準A</b></p> <p>プラントに影響を及ぼすほど接近した場所に発生しない。（例：No. 1-5 砂嵐）</p> <p><b>基準B</b></p> <p>ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することによりハザードを排除できる。（例：No. 1-16 海岸侵食）</p> <p><b>基準C</b></p> <p>プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等もしくはそれ以下、又はプラントの安全性が損なわれることがない。（例：No. 1-21 濃霧）</p> <p><b>基準D</b></p> <p>影響が他の事象に含まれる。（例：No. 1-27 満潮）</p> <p><b>基準E</b></p> <p>発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。（例：No. 1-2 隕石）</p> <p><b>基準F</b></p> <p>外部からの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（例：No. 1-7 地震活動）</p> <p>（基準Eとして選定外とした理由）</p> <p>「発生頻度が他の事象と比較して非常に低い」として選定しなかった隕石や人工衛星については、NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”によると、衝突の確率が<math>10^{-9}</math>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ことから、同様に選定しなかった。</p> <p>なお、本記載の基となった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</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（玄海3・4号炉）
		<p>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 <math>7 \times 10^{-10}</math>/炉年、100,000 平方フィートに落下する確率は <math>6 \times 10^{-8}</math>/炉年、隕石落下による津波の確率は <math>9 \times 10^{-10}</math>/炉年と評価されているとしている。</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、自然または人間に起因する外部事象であって、極めて起こりにくいもの（例えば、隕石や人工衛星の落下）を挙げている。</p> <p>隕石が玄海原子力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りが示されている。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。</p> <p>このレベル1の小惑星として“2007VK<sub>184</sub>”が挙げられているが、当該惑星の衝突確率は「1,750 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 <math>1/1,750</math> とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地球の表面積：510,072,000 (km<sup>2</sup>)</li> <li>・玄海原子力発電所の敷地面積：0.84 (km<sup>2</sup>)</li> </ul> <p>であることから、隕石が玄海原子力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。</p> $1/1,750 \times (0.84/510,072,000) = 9.4 \times 10^{-13}$ <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最新の科学的・技術的知見を踏まえているか</li> <li>・信頼性のある過去の記録を調査しているか</li> </ul> <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> <p>a. 風（台風）について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 建築基準法に基づく風荷重</li> <li>✓ 関連して発生する可能性のある雷や高潮との重畳</li> </ul>	<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、「Ⅲ-4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」、「Ⅲ-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」及び「Ⅲ-4. 2. 3 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」としていることを確認した。</p> <p>「別添1 添付1 9. 気象データの追加調査について」において、気象データ（風（台風）、凍結（最低気温）、降水及び積雪）の追加調査の結果が示されている。</p> <p>a. 風（台風）</p> <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、平戸特別地域気象観測所（2000 年2月まで平戸測候所）での観測記録（1951～2012 年）によれば、53.2m/s（1987 年8月31 日）であることを確認した。台風に関連して発生する可能性がある自然現象としては、高潮、落雷が考えられることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高潮については、安全施設は影響を受けることのない敷地高さに設置し、安全機能を損なわない設計とする。</li> <li>・落雷については、同時に発生するとしても、個別に考えられる影響と変わらない。</li> </ul> <p>台風に伴い発生する可能性のある飛来物による影響については、竜巻影響評価において想定している設計飛来物の影響に包含されることを確認した。</p> <p>「別添1 添付1 9. 気象データの追加調査について」において、安全施設は、風荷重を建築基準法</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（玄海3・4号炉）
	<p>✓ 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。）</p> <p>b. 降水について</p> <p>✓ 安全施設への影響として考えられる最大の降水量</p> <p>✓ 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</p> <p>c. 落雷について</p> <p>✓ 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</p> <p>✓ 安全保護回路への雷サージ抑制を図ること</p> <p>d. 生物学的事象について</p> <p>✓ 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</p> <p>e. 凍結について</p> <p>✓ 安全施設への影響として考えられる最低気温</p> <p>f. 積雪について</p> <p>✓ 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> <p>g. 高潮について</p> <p>✓ 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> <p>h. 洪水について</p>	<p>に基づき設定し、そ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する。なお、重要安全施設については 53.2m/s を設計風速とし、現在の建築基準法に基づく最大瞬間風速に相当する風荷重に対しても、安全施設は安全機能を損なわないことを確認している。</p> <p>b. 降水</p> <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。</p> <p>平戸特別地域気象観測所での観測記録（1951～2012 年）によれば、日最大 1 時間降水量は 125.5mm（1999 年 9 月 2 日）であること、構内排水設備の設計降雨強度は 290mm/h であり、日最大 1 時間降水量に比べ十分な裕度があることを確認した。</p> <p>ここで、降水に関連して発生する可能性がある自然現象としては、土石流、土砂崩れ及び地滑りが考えられるが、敷地には、土石流、土砂崩れ及び地滑りの素因となるような地形の存在は認められないことから、安全施設の安全機能を損なうような土石流、土砂崩れ及び地滑り等が生じることはないことを確認した。</p> <p>「別添 1 添付 1 12. 敷地周辺の土石流危険溪流及び地滑り地形」において、降水に関連して発生する可能性がある自然現象である土砂崩れ、土石流及び地滑りについて、それぞれ玄海町が公開している「防災マップ」及び防災科学技術研究所が公開している「地すべり地形分布図」により示されている。</p> <p>c. 落雷</p> <p>建屋等に避雷針を設置するなど雷害防止対策を行う設計とすることを確認した。</p> <p>雷害防止対策として、原子炉格納施設等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、雷サージによる安全保護系への影響を抑制する回路構成とすることで、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>d. 生物学的事象</p> <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装置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、海水ストレーナやスポンジボール洗浄装置により原子炉補機冷却水冷却器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をシールする設計とすることを確認した。</p> <p>生物学的事象として、海生生物であるクラゲ等の発生、小動物の侵入を考慮することを確認した。</p> <p>安全施設は、クラゲ等の発生に対しては、塵芥による原子炉補機冷却海水設備等への影響を防止するため、除塵装置を設置し、必要に応じて塵芥を除去することにより、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>「別添 1 添付 1 1. 生物学的事象に対する考慮」において、除塵装置の配置・構造が示されている。</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（玄海3・4号炉）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 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</li> <li>✓ 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</li> </ul> <p>i. 地滑りについて</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 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）</li> <li>✓ 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恐れがある場所を特定</li> <li>✓ 一方、それらに基づき地滑り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</li> </ul>	<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>平戸特別地域気象観測所での観測記録（1951～2012年）によれば、最低気温は-5.8℃（1977年2月16日）であることを確認した。</p> <p>「別添1 添付1 14.凍結防止対策の具体例」において、配管の凍結防止保温の例が示されている。</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>平戸特別地域気象観測所での観測記録（1951～2000年2月）によれば、最大積雪量は12cm（1959年1月18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>発電所周辺海域の潮位については、発電所から南東約13km地点に位置する唐津港における潮位を設計潮位とする。本地点の潮位は、既往最高潮位（H.H.W.L.）EL. +1.84m（昭和26年10月14日ルース台風時に観測）、朔望平均満潮位（H.W.L）EL. +1.31mであるが、これに対して敷地の整地レベルをEL. +11mとすることにより、安全施設が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. 地滑り</p> <p>敷地には、地滑り地形等の存在は認められないことから、安全施設の安全機能を損なうような地滑り等が生じることはないとしていることを確認した。</p> <p>「別添1 添付1 12.敷地周辺の土石流危険渓流及び地滑り地形」において、敷地周辺の土石流危険渓流及び地すべり地形が示されている。</p> <p>i. 洪水</p> <p>敷地付近は、地形及び表流水の状況から判断して、洪水による被害は考えられないとしていることを確認した。</p> <p>「別添1 添付1 13.ダム崩壊及び洪水に対する考慮」において、玄海町による防災マップが示されている。</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（玄海3・4号炉）
<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>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>（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>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）及びダムの崩壊の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>
	<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"> <li>・最新の科学的・技術的知見を踏まえているか</li> <li>・信頼性のある過去の記録を調査しているか</li> </ul> <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"> <li>✓ 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</li> </ul>	<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、「Ⅲ-4. 2. 3 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することを確認した。</p> <p>a. 船舶の衝突</p> <p>一般航路は発電所から離隔距離が確保されていることを確認した。</p> <p>海上交通としては、発電所沖合約4kmに博多（福岡市）－平（長崎県佐世保市）間等の定期航路があるが、発電所から離れていることを確認した。航路については、「第6.4.1 図 発電所周辺の鉄道、主要道路及び海上交通」で確認した。</p> <p>また、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の護岸等に衝突して止まることから取水性に影響はないことを確認した。</p> <p>仮に海水取水口に向かったとしても、海水取水口の呑口高さが十分低いことから、浮遊する小型船舶が海水取水口呑口に到達する可能性は低く、通水機能が損なわれるような閉塞は生じないことを確認した。</p> <p>なお、玄海3号炉及び4号炉の取水設備は、取水口が海底下に設置された深層取水方式であるため、船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合においても取水性に影響はないことを確認した。</p> <p>b. 電磁的障害</p> <p>原子炉安全保護計装盤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</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（玄海3・4号炉）
	<p>b. 電磁的障害について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 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</li> <li>✓ 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</li> </ul> <p>c. ダムの崩壊について</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 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</li> </ul>	<p>た。</p> <p>電磁波の侵入防止対策として、計測制御回路を構成する原子炉安全保護計装盤及びケーブルは、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの影響を防止するとともに、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としていることを確認した。</p> <p>「別添1 添付1 16. 雷害防止対策」において、電磁的障害対策、サージ・ノイズ、電磁波に対する具体策について示されている。</p> <p>c. ダムの崩壊</p> <p>ダムの崩壊については、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としていることを確認した。</p> <p>なお、本敷地内には、八田浦貯水池があるが、当該貯水池が崩壊した場合でも、発電所の安全施設に影響を与えない経路で海に流出するとしている。</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、飛来物（航空機落下等）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、3号炉は約 <math>6.4 \times 10^{-8}</math> 回/炉・年、4号炉は約 <math>5.9 \times 10^{-8}</math> 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である <math>10^{-7}</math> 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>本発電所敷地周辺の社会環境からみて、発電所周辺での爆発等に起因する飛来物により、安全施設が安全機能を損なうことはない。</p> <p>「別添1 添付1 2. 航空機落下確率評価結果」において、評価に用いた数値及び評価結果が示されており、平成28年6月に公表されたNRA技術報告「航空機落下事故に関するデータ NTEC-2016-2002」を参照し整理していることを確認した。</p> <p>また、近隣の風力発電所のブレードの飛来可能性について評価し、飛散距離の評価結果により発電所に到達しないことが示されている。</p> <p>② <math>10^{-7}</math> 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（玄海3・4号炉）
<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、自然現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、「Ⅲ-4. 2. 4 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及び地滑りを除くとともに、「Ⅲ-3 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9事象に、地震及び津波を加えた11事象について、組合せを検討している。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。「別添1 4. 自然現象の組合せ」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について「表2 組合せにより安全施設に与える影響についての評価結果」として整理されていることが示されている。その結果、「荷重」以外の影響因子については個々の自然現象に対する設計により安全施設の安全機能が損なわれることはないことが示されている。</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」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>「別添1 4. 自然現象の組合せ」において、「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」の抽出過程等が示されている。</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影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象は、風（台風）、積雪、竜巻、火山灰、地震及び津波である。</p> <p>このうち、地震、津波及び火山による荷重は、発生頻度が低い偶発的荷重であり、発生すると荷</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（玄海3・4号炉）
		<p>重が比較的大きいことから、設計用の主荷重として扱う。</p> <p>町田・新井（2011）によると、敷地に対して最も影響が大きい降下火砕物は、九重山における約5万年前の九重第1噴火によるものであるが、敷地及び敷地付近に降下火砕物は認められない。地質調査結果によると、敷地及び敷地付近に九重第1噴火による降下火砕物は認められないが、敷地において考慮する降下火砕物の層厚を10cmと評価していることを確認した。また、火山の発生頻度は<math>10^{-4}</math>/年である。（表3 主荷重、従荷重の性質）</p> <p>これらの主荷重に対し、風及び積雪については、発生頻度が主荷重と比べ高い変動的荷重であり、荷重は主荷重に比べて小さい（コンクリート構造物等、自重が大きい施設の場合。）ことから、従荷重として扱う。ここで、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。「別添1 4. (3)設計上考慮すべき荷重評価における自然現象の組合せ」</p> <p><b>b. 荷重の性質</b></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、主荷重が支配的となる。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、火山灰及び積雪は、一度事象が発生すると長時間にわたり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。「別添1 4. (3)設計上考慮すべき荷重評価における自然現象の組合せ」</p> <p>以下、主荷重同士の組み合わせ及び主荷重と従荷重の組み合わせについて検討する。</p> <p><b>c. 主荷重同士の組み合わせ</b></p> <p>(a) 地震及び津波</p> <p>主荷重同士の組み合わせとしては、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な事象として扱い、それぞれ発生頻度が小さいことから組み合わせを考慮しない。</p> <p>火山性地震については、発電所運用期間中の活動可能性を考慮するいずれの火山も敷地から遠方に位置することから、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、火山と地震の組み合わせは考慮しない。</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な事象として扱い、それぞれ発生頻度が小さいことから組み合わせを考慮しない。</p> <p>火山現象に伴う津波については、過去の火山現象の発生状況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、発電所に影響を及ぼすような津波が到達しないことから、火山現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。「別添1 4. (3)設計上考慮すべき荷重評価における自然現象の組合せ」</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（玄海3・4号炉）
		<p>d. 主荷重と従荷重の組み合わせ</p> <p>主荷重と従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風荷重及び積雪荷重について検討する。</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み合わせ</p> <p>a-1. 地震又は津波と積雪</p> <p>積雪荷重の継続時間が長い場合、施設の形状及び配置により適切に組み合わせる。</p> <p>組み合わせる積雪荷重としては、玄海原子力発電所は多雪区域ではないため、本来建築基準法に他の荷重との組み合わせは定められていない。ただし、発電用原子炉施設の重要性を鑑み、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み合わせの考え方を適用する。その際、組み合わせる積雪荷重としては、建築基準法施行細則（佐賀県）（昭和36年3月3日佐賀県規則第14号）による玄海町の垂直積雪量20cm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>a-2. 地震又は津波と風</p> <p>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が低いものの、発電用原子炉施設の重要性を鑑み、地震荷重又は津波荷重に対して風荷重の影響が大きい構造及び形状の施設について適切に組み合わせる。</p> <p>組み合わせる風荷重としては、建築基準法の多雪区域における風荷重と積雪荷重の組み合わせの考え方を適用し、平成12年5月31日建設省告示第154号に定められた佐賀県（全域）の基準風速34m/sとする。</p> <p>a-3. 地震又は津波と風及び積雪</p> <p>① 地震又は津波と風は、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が低く、積雪が加わる確率は更に低くなること</p> <p>② 主荷重は従荷重と比較して大きく、主荷重が支配的であることを踏まえると、主荷重と従荷重の組み合わせに対し更に従荷重を組み合わせとしても、その影響は比較的小さいと考えられること</p> <p>③ 風及び積雪には予見性があるため、積雪は緩和措置、風及び積雪は必要に応じてプラント停止措置を講じることが可能であること</p> <p>から、組み合わせを考慮する必要はない。</p> <p>(b) 火山の荷重と風荷重及び積雪荷重の組み合わせ</p> <p>火山と風及び積雪については、火山による荷重の継続時間が他の主荷重と比較して長く、積雪荷重の継続時間も長いことから、3つの荷重が同時に発生する場合を考慮し、施設の形状及び設置場所により適切に組み合わせる。組み合わせる積雪荷重としては、地震又は津波との組み合わせと同様、建築基準法施行細則（佐賀県）（昭和36年3月3日佐賀県規則第14号）による玄海町の垂直積雪量20cm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。また、風荷重としては、地震又は津波との組合せと同様、平成12年5月31日建設省告示第1454号に定められた佐賀県（全域）の基準風速34m/sとする。「別添1 4. (3) 設計上考慮すべき荷重評価における自然現象の組合せ」</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（玄海3・4号炉）
		<p>「地震による損傷の防止」又は「津波による損傷の防止」の条項において考慮する事項は、それぞれの条項で考慮し、地震又は津波と組み合わせる自然現象による荷重としては、風（台風）又は積雪とすることを確認した。組み合わせに当たっては、地震又は津波の荷重の大きさ、最大荷重の継続時間、発生頻度の関係を踏まえた荷重とし、施設の構造等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（玄海3・4号炉）
<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、「Ⅲ-4. 1 外部事象の抽出」の1. で抽出した自然現象に含まれるとしていることを確認した。また、これらの自然現象又は「Ⅲ-4. 3 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、科学的技術的知見を踏まえ、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について、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るとしていることを確認した。</p> <p>② なお、過去の記録及び現地調査の結果を参考にして、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み合わせ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>（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み合わせと設計基準事故に因果関係はない。</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、個々の事象に対して安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>「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、地震又は津波と組み合わせ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により作用する衝撃は、風（台風）又は積雪による荷重を考慮することを確認した。組み合わせに当たっては、地震又は津波の荷重の大きさ、最大荷重の継続時間、発生頻度の関係を踏まえた荷重とし、施設の構造等を考慮することを確</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（玄海3・4号炉）
	<p>故の組み合わせを考慮する必要はない。</p> <p>③ 時間的変化については、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>認した。</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はないため、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必要はないことを確認した。</p>

## 玄海3・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 (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-22
(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-28
(1-3) 飛来物の衝撃荷重	6 竜巻-31
(1-4) 設計竜巻荷重の組み合わせ	6 竜巻-35
(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重	6 竜巻-36
4. 設計対象施設の設計方針	6 竜巻-38
(1) 設計方針	6 竜巻-38
(2) 建屋・構築物等の構造健全性の確認【工事計画】	6 竜巻-43
(3) 設備の構造健全性の確認【工事計画】	6 竜巻-45
(4) その他の確認事項【工事計画】	6 竜巻-47
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-48

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(玄海3・4号炉)
<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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>1. 建屋等に内包され防護される施設</li> <li>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</li> <li>3. 建屋内の施設で外気と繋がっている施設</li> <li>4. 屋外施設</li> </ol> <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>(1) 竜巻から防護する施設の抽出</p> <p>① 竜巻から防護する施設としては、安全施設が竜巻の影響を受ける場合においても、発電用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>「別添1 1.基本方針」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。</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>竜巻から防護する施設のうちクラス1、クラス2に該当する構築物、系統及び機器（以下「竜巻防護施設」という。）は、以下のとおり分類していることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 建屋又は構築物（以下「建屋等」という。）に内包され、外気と繋がっておらず設計竜巻荷重の影響から防護される施設</li> <li>2. 建屋等に内包されるが設計竜巻荷重の影響から防護が期待できない施設</li> <li>3. 建屋等に内包されるため、設計竜巻の風圧力による荷重及び設計飛来物による衝撃荷重の影響から防護されるが、外気と繋がっており設計竜巻の気圧差による荷重の影響を受ける施設</li> <li>4. 設計竜巻荷重の影響を受ける屋外施設</li> </ol> <p>上記の分類にしたがい、以下のとおり具体的な施設の例を確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 建屋等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。）</li> <li>2. 建屋等に内包されるが防護が期待できない施設</li> </ol> <p>建屋等に内包されるが防護が期待できない施設は、建屋等の構造健全性の評価を行い建屋等に内包され</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(玄海3・4号炉)
<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><b>【解説】</b> 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>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</p>	<p>るが防護が期待できない施設を抽出する。</p> <p>3. 建屋内の施設で外気と繋がっている施設 建屋内の施設で外気と繋がっている施設は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 換気空調設備(アニュラス空気浄化系、安全補機室空気浄化系、中央制御室空調系、格納容器排気系、安全補機開閉器室空調系、ディーゼル発電機室換気系、中間補機棟空調系及び試料採取室排気系の外気と繋がるダクト及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁)</li> </ul> <p>4. 屋外施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 海水ポンプ(配管及び弁を含む。)</li> <li>・ 海水ストレーナ</li> <li>・ 排気筒</li> </ul> <p>「別添 1 1.基本方針」、「資料-1 評価対象施設の抽出結果」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、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。</p> <p>② 「別添 1 1.2.1 設計竜巻から防護する施設」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 に包絡されることを確認した。ただし、耐震重要度 S クラス設備等である津波監視設備の竜巻からの影響を軽減する目的で設置する以外の施設であり修復可能なものは、機能が必要となる前に修復する設計とするため、竜巻防護施設としては抽出しないことを確認した。</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>④</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倒壊等により竜巻防護施設に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 竜巻防護施設又は竜巻防護施設を内包する施設に隣接し倒壊等により竜巻防護施設に影響を及ぼし得る施設、屋外に設置されている竜巻防護施設の附属施設及び外気と繋がっている施設のうち、設計荷重による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竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設とすることを確認した。 「資料-2 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」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。</p> <p>② 竜巻防護施設に波及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、竜巻による施設の倒壊により竜巻防護施設又は、竜巻防護施設を内包する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することを確認した。</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(玄海3・4号炉)
	<p>のある施設を抽出していることを確認。</p> <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>竜巻による倒壊により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 廃棄物処理建屋</li> <li>・ タービン建屋</li> <li>・ 橋型クレーン</li> </ul> <p>③ 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で外気と繋がっている換気空調設備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. 9</p> <p>屋外に設置されている竜巻防護施設の附属施設：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気逃がし弁(消音器)</li> <li>・ 主蒸気安全弁(排気管)</li> <li>・ タービン動補助給水ポンプ(蒸気大気放出管)</li> <li>・ ディーゼル発電機(吸気消音器、排気消音器、燃料油貯油そうべント管、燃料油貯蔵タンクべント管及びタンクローリ)</li> </ul> <p>竜巻防護施設を内包する区画で外気と繋がっている換気空調設備：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 換気空調設備(蓄電池室排気系の外気と繋がるダクト及び外気との境界となるダンパ)</li> </ul>
	<p>(2-3) 竜巻防護施設を内包する施設の選定</p> <p>竜巻防護施設の外壳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竜巻による影響評価を行う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>竜巻防護施設を内包する主な施設を、以下のとおり抽出していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器(原子炉容器他を内包する建屋)</li> <li>・ 原子炉周辺建屋(使用済燃料ピット他を内包する建屋)</li> <li>・ 原子炉補助建屋(余熱除去ポンプ他を内包する建屋)</li> <li>・ 燃料取替用水タンク建屋(燃料取替用水タンク他を内包する建屋)</li> <li>・ 燃料油貯油そう基礎(燃料油貯油そうを内包する構築物)</li> <li>・ 燃料油貯蔵タンク基礎(燃料油貯蔵タンクを内包する構築物)</li> <li>・ 海水ポンプエリア防護壁(海水ポンプ他を内包する構築物)</li> <li>・ 海水ポンプエリア水密扉(海水ポンプ他を内包する構築物)</li> </ul>



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(玄海3・4号炉)
<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 1892" 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> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 目安として原子力発電所を中心とする 10 万 km<sup>2</sup> 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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol>	<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> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 気象条件の類似性の観点では、気象総観場毎の竜巻発生場所を整理し、玄海原子力発電所と類似の地域を抽出する。気象総観場は、気象庁「竜巻等の突風データベース」の総観場を基に、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(以下「東京工芸大学委託成果」という。)を参考に、低気圧、台風、停滞前線、局地性降雨(局地性擾乱、雷雨含む)、季節風及びその他の 6 つに分類して竜巻検討地域を設定することを確認した。 「別添 1 2.2.1 気象総観場ごとの整理」において、竜巻発生箇所と竜巻検討地域の図が示されている。</li> <li>② ①の出典元は以下のとおりであることを確認した。 ・ 東京工芸大学(2011):平成 21~22 年度原子力安全基盤調査研究(平成 22 年度)竜巻による原子力施設への影響に関する調査研究、独立行政法人原子力安全基盤機構委託研究報告書</li> <li>③ 竜巻検討地域は、九州(沖縄県含む)、山口県、高知県、徳島県、和歌山県、三重県、愛知県、静岡県、神奈川県、東京都、千葉県及び茨城県の海岸線から、陸側及び海側それぞれ 5km の範囲を竜巻検討地域に設定する(面積約 8.5 × 10<sup>4</sup> km<sup>2</sup>)ことを確認した。 「別添 1 2.2.4 竜巻検討地域」において、竜巻発生箇所と竜巻検討地域の図が示されている。</li> <li>④ 独立行政法人原子力安全基盤機構「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド(案)及び解説」に、全国 19 個の竜巻集中地域が示されており、玄海原子力発電所は、いずれの集中地域にも含まれないとしていることを確認した。</li> <li>⑤ 竜巻発生の地域性が見られる停滞前線起因と台風起因の発生エリアの重なりを考慮すると、九州・山口及び太平洋側沿岸において類似性がある。このため、九州から、九州から太平洋側沿岸に拡げていくと、九州(沖縄県含む)、山口県、高知県、徳島県、和歌山県、三重県、愛知県、静岡県、神奈川県、東京都、千葉県及び茨城県までを含めると単位面積当たりの竜巻発生数が最も大きくなること(福島県、宮城県まで範囲を広げると単位面積当たりの竜巻発生数が減少する)、当該範囲を想定しておけば、F2~F3 などの大きな竜巻も取込めていることから、竜巻検討地域は妥当な設定となっていることを確認した。 「別添 1 2.2.2 抽出した地域を対象とした竜巻の発生頻度等の分析」において、選定した地域の範囲は、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した。</li> </ol>

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(玄海3・4号炉)
<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km<sup>2</sup>を目安にあげている。このIAEAの基準を参考として、竜巻検討地域を目安を、原子力発電所を中心とする10万km<sup>2</sup>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km<sup>2</sup>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<math>6.0 \times 10^{-4}</math>(個/km<sup>2</sup>/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>		



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(玄海3・4号炉)																		
<div data-bbox="201 247 647 709" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="201 730 655 808">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> <div data-bbox="201 865 744 1213" data-label="Figure"> <table border="1"> <caption>解説図 3.3 日本沿岸線付近における竜巻の発生状況 (1961～2009年12月、規模:F0以上)</caption> <thead> <tr> <th>発生場所</th> <th>年平均発生数 (回/km<sup>2</sup>/年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>10～50kmの海上</td> <td>0.0001</td> </tr> <tr> <td>5～10kmの海上</td> <td>0.0002</td> </tr> <tr> <td>2～5kmの海上</td> <td>0.0004</td> </tr> <tr> <td>2km以内の海上</td> <td>0.0006</td> </tr> <tr> <td>1km以内の陸上</td> <td>0.0007</td> </tr> <tr> <td>1～2km以内の陸上</td> <td>0.0005</td> </tr> <tr> <td>2～5km以内の陸上</td> <td>0.0002</td> </tr> <tr> <td>5km以上離れた陸上</td> <td>0.0001</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="201 1228 765 1306">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 data-bbox="201 1360 765 1486">(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>	発生場所	年平均発生数 (回/km <sup>2</sup> /年)	10～50kmの海上	0.0001	5～10kmの海上	0.0002	2～5kmの海上	0.0004	2km以内の海上	0.0006	1km以内の陸上	0.0007	1～2km以内の陸上	0.0005	2～5km以内の陸上	0.0002	5km以上離れた陸上	0.0001		
発生場所	年平均発生数 (回/km <sup>2</sup> /年)																			
10～50kmの海上	0.0001																			
5～10kmの海上	0.0002																			
2～5kmの海上	0.0004																			
2km以内の海上	0.0006																			
1km以内の陸上	0.0007																			
1～2km以内の陸上	0.0005																			
2～5km以内の陸上	0.0002																			
5km以上離れた陸上	0.0001																			

(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(玄海3・4号炉)
<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(V<sub>B</sub>)を設定する。ここで、V<sub>B</sub>は最大瞬間風速とする。</p> <p>(1) 基準竜巻の最大風速(V<sub>B</sub>)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(V<sub>B</sub>)は、下記に示すV<sub>B1</sub>とV<sub>B2</sub>のうち大きな風速とする。</p> <p>① 過去に発生した竜巻による最大風速(V<sub>B1</sub>)</p> <p>日本で過去に発生した竜巻による最大風速をV<sub>B1</sub>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(V<sub>B2</sub>)</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(P<sub>B2</sub>)に対応する竜巻最大風速をV<sub>B2</sub>とする。ここで、P<sub>B2</sub>は10<sup>-5</sup>(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(V<sub>B</sub>)が発生する可能性を定量的に確認するために、V<sub>B</sub>の年超過確率を算定することとする。なお、V<sub>B</sub>がV<sub>B1</sub>から決定された場合(V<sub>B</sub>=V<sub>B1</sub>の場合)は、V<sub>B2</sub>の算定に用いた竜巻最大風速のハザード曲線を用いて、V<sub>B</sub>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、年超過確</p>	<p>基準竜巻の最大風速(V<sub>B</sub>)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(V<sub>B1</sub>) 2. 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(V<sub>B2</sub>)を算出していることを確認。</p> <p>② 上記で算出したV<sub>B1</sub>とV<sub>B2</sub>のうち値が大きい風速を、基準竜巻の最大風速(V<sub>B</sub>)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(V<sub>B1</sub>)と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(V<sub>B2</sub>)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として、過去に発生した竜巻による最大風速(V<sub>B1</sub>)及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(V<sub>B2</sub>)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、V<sub>B1</sub>とV<sub>B2</sub>を比較し、大きい方のV<sub>B1</sub>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。過去に発生した竜巻による最大風速V<sub>B1</sub>=92m/s及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速V<sub>B2</sub>=76.0m/sより、玄海原子力発電所における基準竜巻の最大風速V<sub>B</sub>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(玄海3・4号炉)
<p>率 <math>10^{-7}</math> の風速として設定されている</p>		
<p><b>【解説】</b>            解説 3.3 基準竜巻の最大風速 (<math>V_B</math>) の設定            解説 3.3.1 過去に発生した竜巻による最大風速 (<math>V_{B1}</math>) 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 <math>V_{B1}</math> 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 <math>V_{B1}</math> を設定する場合において、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>(1) 過去に発生した竜巻による最大風速 (<math>V_{B1}</math>)</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 <math>V_{B1}</math> 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 <math>V_{B1}</math> 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の設定に当たっては、現時点では、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、その最大風速を基に過去に発生した最大の竜巻の最大風速 <math>V_{B1}</math> を 92m/s とすることを確認した。日本全国における過去に発生した F3 スケールの竜巻については「第 7.9.1.5 表 日本における F3 スケールの竜巻一覧」を確認した。</p> <p>② 日本全国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。「別添 1 2.3.1 過去に発生した竜巻による最大風速 <math>V_{B1}</math>」</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(玄海3・4号炉)														
<p>解説表 3.1 藤田スケールと風速の関係(参5)</p> <table border="1" data-bbox="181 289 727 571"> <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(<math>V_{B2}</math>)の算定</p> <p>既往の算定方法(Wen&amp;Chu(参6)及びGarson et. al(参7、参8))に基づいて<math>V_{B2}</math>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<math>V_{B2}</math>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>(2) 竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(<math>V_{B2}</math>)</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(<math>P_{B2}</math>)に対応する最大風速を<math>V_{B2}</math>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>① <math>V_{B2}</math>の設定に当たっては、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、年超過確率<math>10^{-5}</math>に相当する最大風速(76m/s)を選定していることを確認した。</p> <p>「別添1 資料-3 竜巻最大風速のハザード曲線を用いた最大風速<math>V_{B2}</math>の算定及び基準竜巻の最大風速<math>V_B</math>の設定」において、<math>V_{B2}</math>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。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>算定フロー</li> <li>竜巻の発生頻度の分析</li> <li>竜巻被害幅、被害長さの分析</li> <li>竜巻風速、被害幅、被害長さの確率分布、相関係数</li> <li>竜巻影響エリア</li> <li>ハザード曲線の算定方法</li> <li>竜巻最大風速のハザード評価</li> <li>基準竜巻の最大風速(<math>V_B</math>)の設定</li> </ol> <p>また、その際に以下の項目を踏まえて算定していることが示されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>ポリヤ分布の適合性について</li> <li>竜巻発生数の確率分布(ポアソン分布、ポリヤ分布)がハザード曲線に及ぼす影響について</li> <li>宮崎南部の竜巻データを含めた考察</li> <li>今回設定した竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(<math>V_{B2}</math>)について</li> </ol>														
<p>(1) 竜巻影響エリアの設定</p> <p><math>V_{B2}</math>の算定にあたっては、まず始めに<math>V_{B2}</math>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</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</p>	<p>① 竜巻影響エリアは、玄海3・4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、3号炉及び4号炉の合計値として評価することとする。具体的には、玄海3・4号炉の評価対象施設の面積(第7.9.1.8表)及び設置位置を考慮して、評価対象施設を包絡する円形のエリア(直径360m、面積約<math>10.2 \times 10^4 \text{m}^2</math>)として設定することを確認した。竜巻影響エリアは「第7.9.1.11図 竜巻影響エリア」に示されている。</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 なお、疑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</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(玄海3・4号炉)
<p>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。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果たせることを原則とし、<math>V_{B2}</math>の算定に使用するデータ等には一貫性を果たせるように配慮する。</p>	<p>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>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> <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。</p> <p>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。竜巻の風速等については、「第7.9.1.7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>「別添1 2.3.2(2) 竜巻風速、被害幅及び被害長さの確率分布並びに相関係数」</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<math>V_{B2}</math>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は、竜巻の発生がポアソン過程に従うと仮定し、使用する竜巻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"> <li>・ 竜巻年発生数の確率分布の設定にはポアソン分布とポリヤ分布が考えられる。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。</li> <li>・ また、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。</li> <li>・ 玄海原子力発電所の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評価した結果、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。</li> </ul> <p>② 竜巻の発生頻度の分析については、気象庁「竜巻等の突風データベース」をもとに、1961年～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が、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、以下の基本的な考え方で分析していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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及びF3竜巻に対しては、観測記録が整備された1961年以降の全期間の年間発生数や標準偏差を用いる。</li> </ul> <p>※ また、Fスケール不明の竜巻については、以下の取扱いを行う。</p> <p>陸上で発生→海へ移動した竜巻:陸上で発生した竜巻(以下「陸上竜巻」という。)及び海上で発生して</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(玄海3・4号炉)
		<p>陸上へ移動した竜巻については、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 スケール不明の竜巻は、被害が少ない F0 竜巻と見なす。</p> <p>海上竜巻:海上で発生しその後上陸しなかった竜巻(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。その結果、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。</p> <p>これらによる竜巻発生数の分析結果は、「第 7.9.1.6 表 竜巻発生数の分析結果」で整理され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 <math>V_{B2}</math> 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、<math>V_{B2}</math> 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 <math>V_{B2}</math> 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、<math>V_{B2}</math> が最も大きくなる風速を用いる等、超過確率が適切に評価できるような分布を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>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>① (2-1)②にあるとおり、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 範囲ごとに細分化した評価は、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)を設定する。評価の条件として、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、これに基づいて、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 1km 短冊ケースについてもハザード曲線を求め、陸側 4~5km を対象とした場合の風速 76.0m/s を <math>V_{B2}</math> としていることを確認した。</p> <p>「別添 1 2.3.2(5) 1km 範囲ごとに細分化した評価」において、1km ごとの短冊各ケースのハザード曲線が示されている。</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値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> <p>「別添 1 資料-3 竜巻最大風速のハザード曲線を用いた最大風速 <math>V_{B2}</math> の算定及び基準竜巻の最大風速 <math>V_B</math> の設定」において、ハザード曲線の算定方法が示されている。</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</p> <p>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。</p>	<p>(2-4) 竜巻最大風速のハザード曲線の算定</p> <p>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にあるとおり、算定したハザード曲線から年超過確率 <math>10^{-5}</math> における風速を求めると、陸側 4~5km を対象とした場合の風速 76.0m/s が最大となることを確認した。</p> <p>ハザード曲線は、T 年以内にいずれかの竜巻に遭遇し、かつ竜巻風速が <math>V_0</math> 以上となる確率を求めて作成していることを確認した。算出は以下のとおり。</p> <p>竜巻の年発生数の確率密度分布としてポリヤ分布の適合性が高い。ポリヤ分布は式(a)で示される(Wen</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(玄海3・4号炉)
<p>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 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>and Chu<sup>(1)</sup> )。</p> $P_r(N) = \frac{(\nu T)^N}{N!} (1 + \beta \nu T)^{-(N+1/\beta)} \prod_{k=1}^{N-1} (1 + \beta k) \quad (a)$ <p>ここで、Nは竜巻の年発生数、<math>\nu</math> は竜巻の年平均発生数、Tは年数である。  <math>\beta</math> 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、<math>\sigma</math> は竜巻の年発生数の標準偏差である。Dを竜巻影響評価となる対象構造物が風速 <math>V_0</math> 以上の竜巻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 <math>V_0</math> 以上となる確率を <math>R(V_0)</math> 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 <math>V_0</math> 以上となる確率は式(c)で示される。</p> $P_{V_0,T}(D) = 1 - [1 + \beta \nu R(V_0) T]^{-1/\beta} \quad (c)$ <p>この <math>R(V_0)</math> は、竜巻影響評価の対象地域の面積を <math>A_0</math> (つまり竜巻検討地域の面積約 <math>8.5 \times 10^4 \text{km}^2</math>)、1つの竜巻の風速が <math>V_0</math> 以上となる面積を <math>DA(V_0)</math> 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、<math>E[DA(V_0)]</math> は <math>DA(V_0)</math> の期待値を意味する。          本評価では、以下のようにして <math>DA(V_0)</math> の期待値を算出し、式(d)により <math>R(V_0)</math> を推定して、式(c)により <math>P_{V_0,T}(D)</math> を求める。風速を <math>V</math>、被害幅を <math>w</math>、被害長さを <math>l</math> 及び移動方向を <math>\alpha</math> とし、<math>f(V, w, l)</math> 等の同時確率密度関数を用いると、<math>DA(V_0)</math> の期待値は式(e)で示される (Garsonet al.<sup>(2)</sup>)。</p> $E[DA(V_0)] = \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty W(V_0) l f(V, w, l) dV dw dl + \int_0^{2\pi} \int_0^\infty \int_0^\infty H(\alpha) l f(V, l, \alpha) dV dl d\alpha + \int_0^{2\pi} \int_0^\infty \int_0^\infty W(V_0) G(\alpha) f(V, w, \alpha) dV dw d\alpha + S \int_{V_0}^\infty f(V) dV \quad (e)$ <p>ここで、<math>H(\alpha)</math> 及び <math>G(\alpha)</math> 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。竜巻影響エリアを円形で設定しているため、<math>H</math>、<math>G</math> ともに竜巻影響エリアの直径 420m で一定(竜巻の移動方向に依存しない)となる。<math>S</math> は竜巻影響エリアの面積(直径 360m の円の面積: 約 <math>10.2 \times 10^4 \text{m}^2</math>)を表す。円の直径を <math>L</math> とした場合の計算式は式(f)で示される。</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(玄海3・4号炉)
		$E[DA(V_0)] = \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty W(V_0) l f(V, w, l) dV dw dl$ $+ L \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^{2\pi} l f(V, l, \alpha) dV dl d\alpha$ $+ L \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^{2\pi} W(V_0) f(V, w, \alpha) dV dw d\alpha \quad (f)$ $+ S \int_{V_0}^\infty f(V) dV$ <p>また、風速の積分範囲の上限値は、ハザード曲線の形状が不自然にならない程度に大きな値として 120m/s に設定する。</p> <p>また、<math>W(V_0)</math> は、竜巻の被害幅のうち風速が <math>V_0</math> 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 (被害幅の端ほど風速が小さくなる) ことが考慮されている (Garson et al. <sup>(2)</sup>, Garson et al. <sup>(3)</sup>)。</p> $W(V_0) = \left( \frac{V_{min}}{V_0} \right)^{1/1.6} w \quad (g)$ <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. <sup>(3)</sup> では、観測値が不十分であるため保守的に 1.6 を用いることが推奨されており、本評価でも 1.6 を用いる。</p> <p>また、玄海原子力発電所の竜巻影響評価では、設計竜巻の最大風速 <math>V_0</math> より米国 NRC の基準類 <sup>(4)</sup> を参考として、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。</p> <p>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、<math>V_{min}</math> 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。Garson et al. <sup>(3)</sup> では、<math>V_{min} = 40\text{mph} \approx 18\text{m/s}</math> (<math>1\text{mph} \approx 1.61\text{km/h}</math>) を提案している。米国気象局 NWS (National Weather Service) では、Gale intensity velocity は 34~47 ノット (17.5~24.2m/s) とされている。また、気象庁が使用している風力階級では、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> <p>以上を参考に、本評価においては、<math>V_{min} = 25\text{m/s}</math> とする。なお、この値は <math>F_0</math> (17~32m/s) のほぼ中央値に相当する。</p> <p>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 <math>10^{-5}</math> における風速を求めると、69.7m/s となる。「第 7.9.1.12 図 竜巻最大風速のハザード曲線 (海側、陸側 5km 範囲)」</p> <p>出典元                      (1) Wen. Y. K and Chu. S. L. (1973): Tornado Risks and Design Wind Speed. Journal of the Structural</p>

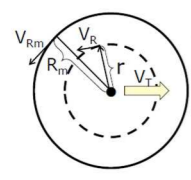


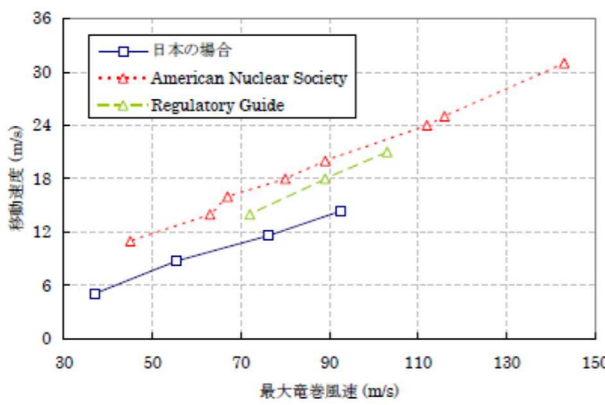
設置許可基準規則/解釈(ガイド)	審査の視点及び確認事項	確認結果(玄海3・4号炉)
		<p>Division, ASCE, Vol. 99, No. ST12, pp. 2409-2421.</p> <p>(2) Garson. R. C., Morla-Catalan J. and Cornell C. A. (1975): Tornado Design Winds Based on Risk. Journal of the Structural Division, ASCE, Vol. 101, No. ST9, pp. 1883-1897.</p> <p>(3) Garson. R. 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>(4) U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION : REGULATORY GUIDE 1. 76, DESIGN-BASIS TORNADO AND TORNADO MISSILES FOR NUCLEAR POWER PLANTS, Revision 1, March 2007</p> <p>「別添1 資料-12 計算機プログラム(解析コード)の概要」において、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速(<math>V_{B2}</math>)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。</p> <p>② 風速の積分範囲の上限値は、ハザード曲線の形状が不自然な形状とならない程度の大きな値として120m/sに設定していることを確認した。</p> <p>「別添1 資料-3 竜巻最大風速のハザード曲線を用いた最大風速<math>V_{B2}</math>の算定及び基準竜巻の最大風速<math>V_B</math>の設定」において、竜巻ハザード計算の積分範囲について、風速の上限値を120m/sとした過程が示されている。</p>
<p>(5) 年超過確率(<math>P_{B2}</math>)に対応する竜巻最大風速(<math>V_{B2}</math>)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<math>P_{B2}</math>(<math>\leq 10^{-5}</math>(暫定値))の竜巻最大風速を<math>V_{B2}</math>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(<math>V_{B2}</math>)の算定フロー</p>	<p>(2-5) 年超過確率(<math>P_{B2}</math>)に対応する最大風速(<math>V_{B2}</math>)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<math>P_{B2}</math>(<math>\leq 10^{-5}</math>(暫定値))の竜巻最大風速を<math>V_{B2}</math>としていることを確認。</p>	<p>① (2-3)②にあるとおり、1km範囲ごとに細分化した評価は、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、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。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ハザード曲線を算定する。これら算定したハザード曲線より、年超過確率<math>10^{-5}</math>における風速を求めると、陸側4~5kmを対象とした場合の76.0m/sが最大となることを確認した。</p> <p>「別添1 2.3.2(6) 竜巻最大風速のハザード曲線による最大竜巻風速<math>V_{B2}</math>」において、1kmごとに細分化した各短冊ケースの竜巻ハザード曲線が示されており、陸側4~5kmを対象とした場合の風速(76.0m/s)が最大となることが示されている。</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(玄海3・4号炉)
<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(<math>V_D</math>)及び特性値を設定する。ここで、<math>V_D</math>は最大瞬間風速とする。</p> <p>(1) 設計竜巻の最大風速(<math>V_D</math>)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(<math>V_B</math>)の適切な割り増し等を行って設定されていること。なお、<math>V_D</math>は、<math>V_B</math>を下回らないものとする。</p>	<p>基準竜巻の最大風速(<math>V_B</math>)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(<math>V_D</math>)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(<math>V_D</math>)の設定</p> <p>① 設計竜巻の最大風速(<math>V_D</math>)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(<math>V_B</math>)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>③ 竜巻の減衰の効果は考慮していないことを確認。<math>(V_D</math>は、<math>V_B</math>を下回らない。)</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いが、基準竜巻の最大風速を切り上げて設計竜巻の最大風速(100m/s)とする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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Forbes<sup>(5)</sup>によると、下り斜面又は山裾で竜巻の強さは増すことが確認されている。</li> <li>・ Lewellen<sup>(6)</sup>では、山及び谷の地形を考慮したシミュレーションを行い、Forbes<sup>(6)</sup>の知見と合致する結果を得ている</li> <li>・ 玄海原子力発電所の敷地内は、海側からも陸側からも高低差は小さくほぼ平坦であり、敷地境界外では、陸側からも海側からも得低差は小さく平坦であり、下り斜面又は山裾に該当する地形は存在しない</li> <li>・ 玄海原子力発電所が立地する九州北部地域で過去に発生した竜巻のうち、移動方向が記録されている8個の竜巻について、移動方向の実績を整理した結果、玄海原子力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</li> </ul> <p>「別添1 2.4(1)b.九州北部地域で過去に発生した竜巻の移動方向」</p> <p>出典元</p> <p>(5) Forbes, G. S., Topographic influences on tornadoes in Pennsylvania, 19<sup>th</sup> Conference on Severe Local Storms, American Meteorological Society, pp.269-272, 1998.</p> <p>(6) Lewellen, D. C., Effects of Topography on Tornado Dynamics: A Simulation Study, 26<sup>th</sup> Conference on Severe Local Storms, American Meteorological Society, Nov.5-8, 2012.</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(玄海3・4号炉)
<p>(2) 設計竜巻の特性値は、設計竜巻の最大風速(V<sub>D</sub>)、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><b>【解説】</b>                  解説3.4 設計竜巻の最大風速(V<sub>D</sub>)及び特性値の設定</p> <p>解説3.4.1 設計竜巻の最大風速(V<sub>D</sub>)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(V<sub>D</sub>)を設定する。                  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、V<sub>D</sub>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(V<sub>D</sub>)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。                  (1) 移動速度(V<sub>T</sub>)                  (2) 最大接線風速(V<sub>Rm</sub>)                  (3) 最大接線風速半径(R<sub>m</sub>)                  (4) 最大気圧低下量(ΔP<sub>max</sub>)                  (5) 最大気圧低下率(dp/dt)<sub>max</sub>                  (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等</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(V<sub>T</sub>)、最大接線風速(V<sub>Rm</sub>)、最大接線風速半径(R<sub>m</sub>)、最大気圧低下量(ΔP<sub>max</sub>)、最大気圧低下率((dp/dt)<sub>max</sub>)については、設計竜巻の最大風速(V<sub>D</sub>)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。                  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とされていることを確認した。                  「別添1 2.4(2)設計竜巻の特性値」</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>

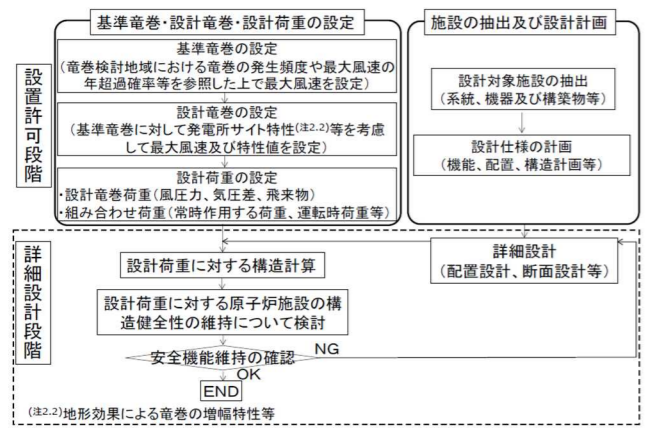
設置許可基準規則/解釈(ガイド)	審査の視点及び確認事項	確認結果(玄海3・4号炉)
<p>がない場合には、解説3.4.2.2及び3.4.2.3に示す方法で各特性値を設定することができる。</p> <p>解説3.4.2.2 設計竜巻の特性値の設定に係る基本的な考え方</p> <p>竜巻に関する観測データが不足している等の理由により、観測データ等に基づいた十分に信頼できる数学モデルの構築が困難な場合は、米国NRCの基準類(参4)を参考として、ランキン渦モデルを仮定して竜巻特性値を設定する。解説図3.5にランキン渦モデルの概要を示す。ランキン渦では、高さ方向によって風速及び気圧が変化しない平面的な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="178 1165 786 1333" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">  <p> <math>V_T</math>: 竜巻の移動速度  <math>V_R</math>: 接線風速、<math>r</math>: 竜巻渦中心からの半径  <math>V_{Rm}</math>: 最大接線風速、<math>R_m</math>: 最大接線風速が生じる位置での半径  <math>V_R = V_{Rm} \cdot (r/R_m)</math> (<math>r \leq R_m</math>の範囲)  <math>V_R = V_{Rm} \cdot (R_m/r)</math> (<math>r \geq R_m</math>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(<math>V_T</math>)の設定</p> <p>設計竜巻の移動速度(<math>V_T</math>)は、以下の算定式を用いてVDからVTを算定する。</p> $V_T = 0.15 \cdot V_D \dots (3.1)$ <p>ここで、<math>V_D</math>(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(玄海 3・4 号炉)
<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 (<math>V_D</math>) が一定の場合、移動速度が遅い方が、最大気圧低下量 (<math>\Delta P_{max}</math>) 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 (<math>V_{Rm}</math>) の設定</p> <p>設計竜巻の最大接線風速 (<math>V_{Rm}</math>) 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 <math>V_{Rm}</math> を算定する。</p> $V_{Rm} = V_D - V_T \dots (3.2)$ <p>ここで、<math>V_D</math> (m/s) 及び <math>V_T</math> (m/s) は、設計竜巻の最大風速及び移動速度である。</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(玄海3・4号炉)
<p>(3) 設計竜巻の最大接線風速が生じる位置での半径(<math>R_m</math>)の設定  設計竜巻の最大接線風速が生じる位置での半径(<math>R_m</math>)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。  <math>R_m = 30 \text{ (m)} \cdots (3.3)</math></p> <p>(4) 設計竜巻の最大気圧低下量(<math>\Delta P_{max}</math>)の設定  設計竜巻の最大気圧低下量(<math>\Delta P_{max}</math>)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(<math>\Delta P_{max}</math>)を設定する。  <math>\Delta P_{max} = \rho \cdot V_{Rm2} \cdots (3.4)</math>  ここで、<math>\rho</math> 及び <math>V_{Rm}</math> 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(<math>(dp/dt)_{max}</math>)の設定  設計竜巻の最大気圧低下率(<math>(dp/dt)_{max}</math>)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(<math>\Delta P_{max}</math>)及び最大気圧低下率(<math>(dp/dt)_{max}</math>)を設定する。  <math>(dp/dt)_{max} = (V_T/R_m) \cdot \Delta P_{max} \cdots (3.5)</math>  ここで、<math>V_T</math> 及び <math>R_m</math> 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(玄海3・4号炉)
<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><b>【解説】</b>                  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>「別添 1 3.3.1 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</p> <p>以下に示す設計荷重を適切に設定する。</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</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(玄海3・4号炉)
<p>(1) 設計竜巻荷重 設計竜巻荷重を以下に示す。</p> <p>① 風圧力 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>う。)を設定しているか。</p> <p>(1) 設計竜巻荷重 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)</p> <p>② 気圧差による圧力(⇒3. (1-2)へ)</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。</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(玄海3・4号炉)
<p>(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(玄海3・4号炉)
<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><b>【解説】</b></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 (<math>V_0</math>) 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。よって、本ガイドでは、設計竜巻の水平方向の最大風速 (<math>V_0</math>) には、鉛直方向の風速の影響も基</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、「建築基準法施行令」(昭和25年11月16日政令第338号)、「日本建築学会 建築物荷重指針・同解説」及び建設省告示1454号(平成12年5月31日)に準拠して、算出することを確認した。「別添1 3.3.1 設計竜巻荷重の設定」</p> $W_w = q \cdot G \cdot C \cdot A$ <p>ここで、  <math>W_w</math> : 風圧力による荷重  <math>q</math> : 設計用速度圧  <math>G</math> : ガスト影響係数 (=1.0)  <math>C</math> : 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。)  <math>A</math> : 施設の受圧面積  <math>q = (1/2) \cdot \rho \cdot V_0^2</math></p> <p>ここで、  <math>\rho</math> : 空気密度  <math>V_0</math> : 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。「別添1 3.3.1 設計竜巻荷重の設定」</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(玄海3・4号炉)
<p>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、<math>V_0</math>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(<math>V_0</math>)による風圧力(<math>P_0</math>)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(<math>P_0</math>)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<math>V_0</math>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、<math>q</math>は設計用速度圧、<math>G</math>はガスト影響係数、<math>C</math>は風力係数、<math>A</math>は施設の受圧面積を表し、<math>q</math>は下式による。</p> $q = (1/2) \cdot \rho \cdot V_0^2 \cdots (4.2)$ <p>ここで、<math>\rho</math>は空気密度、<math>V_0</math>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(<math>P_0</math>)は、(4.2)式で求められる設計用速度圧(<math>q</math>)に、ガスト影響係数(<math>G</math>)、風力係数(<math>C</math>)及び施設の受圧面積(<math>A</math>)を乗じて算定する。</p> <p>ガスト影響係数<math>G</math>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。本ガイドの最大竜巻風速(<math>V_0</math>)は、最大瞬間風速として扱うことから</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(玄海3・4号炉)
<p>G=1.0を基本とする。                      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(玄海3・4号炉)
<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><b>【解説】</b></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 (<math>\Delta P_{max}</math>) 及び最大気圧低下率 <math>(dP/dt)_{max}</math> 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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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</li> </ul> </div>	<p>① 設計竜巻による最大気圧低下量 (<math>\Delta P_{max}</math>) 及び最大気圧低下率 <math>(dP/dt)_{max}</math> 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</p> <p>→ 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"> <li>・ 建屋・構築物等の開口部に設置された窓、扉、シャッター等</li> <li>・ 外気と隔離されているとみなせる区画の隔壁等(天井等)</li> </ul> <p>(2) 設備</p> <p>→ 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"> <li>・ 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)</li> <li>・ 圧力差の影響を受け得る計器類や空調装置等</li> </ul>	<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。「別添 1 3.3.1 設計竜巻荷重の設定」</p> $W_p = \Delta P_{max} \cdot A$ <p>ここで、</p> <p><math>W_p</math> : 気圧差による荷重</p> <p><math>\Delta P_{max}</math> : 最大気圧低下量</p> <p><math>A</math> : 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(玄海3・4号炉)
<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>建屋・構築物等の開口部に設置された窓、扉、シャッター等</li> <li>外気と隔離されているとみなせる区画の隔壁等(天井等)</li> </ul> <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</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(玄海3・4号炉)
<p>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"> <li>・ 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)</li> <li>・ 圧力差の影響を受け得る計器類や空調装置等</li> </ul>		

(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(玄海3・4号炉)
<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> <p><b>【解説】</b> 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(<math>V_0</math>)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</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しているか。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>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。 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"> <li>➢ 大きな運動エネルギーをもつ飛来物(自動車等)</li> <li>➢ 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)</li> <li>➢ 開口部等を通すことができる程度に小さく固い飛来物(砂利等)</li> </ul> <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>確認結果(玄海3・4号炉)</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、車両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。 「別添1 3.3.1 設計竜巻荷重の設定」</p> <p>② 「別添1 1.2.2 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼしうる施設」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、設備については複数の取付ボルトで固定されていることから二次飛来物になるようなことは考え難い。建屋・構築物についてはシャッター、窓ガラスやコンクリートの破片が考えられるが、これらは設計飛来物に包絡されることが示されている。</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。 設計飛来物は、運動エネルギー及び貫通力を踏まえ、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」を参照して鋼製材を設定することを確認した。 「別添1 資料-10 飛来物発生防止対策」において、車両等に関する運用管理等の飛来物発生防止対策が示されている。また、竜巻対策に関する資機材等のうち、車両等の運用管理については、①車両等の入構制限、②飛来物対策区域及び横滑り対策区域内での停車制限、③退避等の措置があることが示されている。</p> <p>「別添1 資料-5 設計飛来物の選定と評価に使用するパラメータ」において、以下の項目を踏まえ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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 空力パラメータ、飛来物の運動エネルギーの算出式</li> <li>・ 想定飛来物の運動方程式</li> <li>・ 設計飛来物の浮き上がりに関する評価について</li> <li>・ 竜巻防護対策を考慮した設計飛来物の選定について</li> <li>・ 砂利等による竜巻防護施設への影響について</li> <li>・ 複数の飛来物の影響について</li> <li>・ 飛来物速度(鉛直方向)に関する保守性について</li> <li>・ 設計飛来物(鋼製材の速度、乗用車の緒元)について</li> </ul>



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(玄海3・4号炉)
<p>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>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(<math>MV_{Hmax}</math>)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(<math>MVV_{max}</math>)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> $MV_{Vmax} = (2/3) \cdot MV_{Hmax} \dots (4.3)$ <p>ここで、<math>MV_{Hmax}</math> 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</p>	<p>審査の視点及び確認事項</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</p>	<p>確認結果(玄海3・4号炉)</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、建屋内収納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。このほか、竜巻防護施設からの離隔対策を実施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"> <li>・ 屋外の作業区画で飛散する恐れのある資機材、車両等については、飛来時の運動エネルギー等を評価し、竜巻防護施設への影響の有無を確認する</li> <li>・ 竜巻防護施設へ影響を及ぼす資機材、車両等については、固縛、固定、竜巻防護施設、竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻防護対策施設から離隔、建屋内収納又は撤去する。これら飛来物発生防止対策について手順を定める</li> </ul> <p>「別添1 資料-10 飛来物発生防止対策」において、屋外に飛散する恐れのある資機材及び車両については、固縛、固定及び竜巻防護施設から離隔、建屋内収納又は撤去による飛来物発生防止対策を実施することが示されている。</p> <p>① ②、③設計飛来物である鋼製材の寸法、最大水平速度及び最大鉛直速度(<math>V_D=100m/s</math> 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>「別添1 資料-12 計算機プログラム(解析コード)の概要」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「TOMBOS」の概要及び検証と妥当性確認の内容が示されている。</p> <p>① 衝撃荷重は、飛来物の衝突方向及び衝突面積を考慮して設計飛来物が竜巻防護施設等に衝突した場合の影響が大きくなる向きで算出することを確認した。「別添1 3.3.1(4)③衝撃荷重の設定」</p> <p>② 設計飛来物による衝撃荷重は、建屋の全体的な応答の評価において、設計飛来物と被衝突体の接触時間を設定し、設計飛来物の衝突前の運動量と衝撃荷重による力積が等しいものとし、局所的な変形評価においては、設計飛来物(鋼製材)を弾塑性体の解析モデルとして3次元有限要素法による衝突解析にて評価することを確認。「別添1 資料-6 建屋・構築物等の構造健全性の確認」</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(玄海3・4号炉)
<p>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 (<math>MV_{Hmax}</math>) は、設計竜巻の最大風速 (<math>VD</math>) =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 (<math>MV_{Vmax}</math>) 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 (<math>VD=100</math> (m/s) の場合) (省略)</p> <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 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。 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。 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 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 (<math>W_w</math>)、気圧差による荷重 (<math>W_p</math>)、及び設計飛来物による衝</p>	<p>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>	

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(玄海3・4号炉)
<p>                     撃荷重 (<math>W_M</math>) を組み合わせた複合荷重とし、複合荷重 <math>W_{T1}</math> 及び <math>W_{T2}</math> 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。  <math display="block">W_{T1} = W_P \dots (4.4)</math> <math display="block">W_{T2} = W_W + 0.5 \cdot W_P + W_M \dots (4.5)</math>                     ここで、(4.4) 式及び (4.5) 式の各変数は下記のとおり。  <math>W_{T1}</math>、<math>W_{T2}</math>: 設計竜巻による複合荷重  <math>W_W</math>: 設計竜巻の風圧力による荷重  <math>W_P</math>: 設計竜巻による気圧差による荷重  <math>W_M</math>: 設計飛来物による衝撃荷重                      なお、設計対象施設には <math>W_{T1}</math> 及び <math>W_{T2}</math> 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(玄海3・4号炉)
<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><b>【解説】</b></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 (<math>W_w</math>)、気圧差による荷重 (<math>W_p</math>)、及び設計飛来物による衝撃荷重 (<math>W_M</math>) を組み合わせた複合荷重とし、複合荷重 <math>W_{T1}</math> 及び <math>W_{T2}</math> 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> <math display="block">W_{T1} = W_p \cdots (4.4)</math> <math display="block">W_{T2} = W_w + 0.5 \cdot W_p + W_M \cdots (4.5)</math> <p>ここで、(4.4) 式及び (4.5) 式の各変数は下記のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>W_{T1}</math>、<math>W_{T2}</math>: 設計竜巻による複合荷重</li> <li><math>W_w</math>: 設計竜巻の風圧力による荷重</li> <li><math>W_p</math>: 設計竜巻による気圧差による荷重</li> <li><math>W_M</math>: 設計飛来物による衝撃荷重</li> </ul> <p>なお、設計対象施設には <math>W_{T1}</math> 及び <math>W_{T2}</math> 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 (<math>W_w</math>)、気圧差による荷重 (<math>W_p</math>)、及び設計飛来物による衝撃荷重 (<math>W_M</math>) 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 (<math>W_w</math>)、気圧差による荷重 (<math>W_p</math>) 及び設計飛来物による衝撃荷重 (<math>W_M</math>) を組み合わせた複合荷重とし、複合荷重 <math>W_{T1}</math> 及び <math>W_{T2}</math> 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> $W_{T1} = W_p$ $W_{T2} = W_w + 0.5 \cdot W_p + W_M$ <p>なお、竜巻防護施設等には <math>W_{T1}</math> 及び <math>W_{T2}</math> の両荷重をそれぞれ作用させることを確認した。</p> <p>「別添 1 3.3.1 設計竜巻荷重の設定」</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(玄海3・4号炉)
<p>4.3.2 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定 「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して設定し、設計竜巻荷重と組み合わせる。</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>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>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。「別添1 3.3.2 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定」</p> <p>② 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ことを確認した。 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、ひょう及び雨であることを確認した。これらの自然現象の組み合わ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から、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重として考慮しないことを確認した。</p> <p>(b-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設計竜巻荷重への影響はない。</p> <p>(b-2) 雪 影響の程度として竜巻は数分程度の極めて短い期間、積雪は年間でも冬季に限定された数日である。竜巻通過前に積雪があったとしても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>(b-3) ひょう ひょうは、積乱雲から降る直径5mm以上の氷の粒であり、仮に直径10cm程度の大きさのひょうを想定した場合、その質量は約0.5kgである。 竜巻とひょうが同時に発生する場合においても、10cm程度のひょうの終端速度は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、ひょうの衝突による荷重は設計竜巻荷重に包絡される。</p> <p>(b-4) 雨 竜巻と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。「別添1 3.3.2 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定」</p> <p>③ 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ことを確認した。 竜巻防護施設は、設計竜巻によって安全機能を損なわ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。このため、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荷重との組み合わせは考慮しないことを確認した。 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。しかし、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、運転時荷重が変化することはないため、設計基準事故</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(玄海3・4号炉)
		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み合わせは考慮しないことを確認した。 「別添1 3.3.2 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定」

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(玄海3・4号炉)
<p>2.2.3 施設の安全性の確認 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 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 建屋・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、基準、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"> <li>・ 建築基準法</li> <li>・ 日本工業規格</li> <li>・ 日本建築学会及び土木学会等の基準・指針類</li> <li>・ 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)</li> <li>・ 震災建築物の被災度区分判定基準及び復旧技術指針(日本建築防災協会)</li> <li>・ 時刻歴応答解析 建築物性能評価業務方法書(日本建築センター)</li> <li>・ 日本機械学会の基準・指針類</li> <li>・ 原子力エネルギー協会(NEI)の基準・指針類</li> </ul> <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、基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"> <li>・ 日本工業規格</li> <li>・ 日本機械学会の基準・指針類</li> <li>・ 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)</li> </ul>
	<p>(1) 屋内の竜巻防護施設 (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 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 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、建屋等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、建屋等による防護により、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。建屋等内の竜巻防護施設(外気と繋がっている建屋内の施設を除く。)は原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、燃料取替用水タンク建屋、燃料貯油そう基礎、燃料油貯蔵タンク基礎、海水ポンプエリア防護壁又は海水ポンプエリア水密扉に内包され、設計荷重から防護されることによって、安全機能を損なわない設計とすることを確認した。 「別添1 資料-6 建屋・構築物等の構造健全性の確認」において、構造健全性の確認内容が示されている。</p> <p>② また、建屋等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。原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟は、設計飛来物の衝突に対して壁に貫通が発生することを想定し、燃料取扱棟内部の竜巻防護施設で、設計荷重により影響を受ける可能性がある使用済燃料ピットが安全機能を損なわない設計とすることを確認した。 また、原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋については、設計荷重により、開口部の開放又は開口部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影響</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(玄海3・4号炉)
		<p>を受ける可能性があるディーゼル発電機他が安全機能を損なわない設計とすることを確認した。  「別添1 資料-6 建屋・構築物等の構造健全性の確認」において、構造健全性の確認内容が示されている。  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  設計飛来物が使用済燃料ピットに侵入すると想定した場合でも、設計飛来物の衝撃荷重により、使用済燃料ピットのライニング及びコンクリートの一部が損傷して、ピット水が漏えいすることはほとんどなく、使用済燃料ピットの冷却機能及び遮へい機能に影響しないことにより使用済燃料ピットが安全機能を損なわない設計とし、使用済燃料ピット水による減速及び使用済燃料ラックにより、使用済燃料ラックに保管される燃料集合体の構造健全性が維持される設計とすることを確認した。</p> <p>(b) ディーゼル発電機他  ディーゼル発電機他は、設計飛来物が原子炉周辺建屋又は原子炉補助建屋の開口部建具を貫通し、ディーゼル発電機他に衝突し影響を受けることを考慮して、原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋の開口部（竜巻防護施設を設置している区画の出入口扉、点検扉等）に竜巻防護対策施設を設置することにより、設計飛来物のディーゼル発電機他への衝突を防止し、ディーゼル発電機他の構造健全性が維持され安全機能を損なわない設計とすることを確認した。「別添1 資料-11 竜巻防護対策施設」</p>
	<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>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>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、安全機能が損なわれない設計としている。</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。</p> <p>「別添1 3.4.3 設備（系統・機器）の構造健全性の確認」において、構造健全性の確認内容が示されている。</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>屋外の竜巻防護施設の設計方針：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>海水ポンプ(配管、弁を含む)  海水ポンプ(配管、弁を含む)は設計飛来物に対して竜巻防護対策施設による竜巻防護対策を行う。また、風圧力による荷重、気圧差による荷重、海水ポンプ(配管、弁を含む)に常時作用する荷重、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わない設計とする。  「別添1 資料-11 竜巻防護対策施設」において、竜巻防護対策の有効性評価結果が示されている。</li> <li>海水ストレーナ  海水ストレーナは設計飛来物に対して竜巻防護対策施設による竜巻防護対策を行う。また、風圧力による荷重、気圧差による荷重、海水ストレーナに常時作用する荷重、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わない設計とする。</li> <li>換気空調設備（アニュラス空気浄化系、安全補機室空気浄化系、中央制御室空調系、格納容器排気系、</li> </ul>



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(玄海3・4号炉)
		<p>安全補機開閉器室空調系、ディーゼル発電機室換気系、中間補機棟空調系及び試料採取室排気系の外気と繋がるダクト及び外気との境界となるダンパ・バタフライ弁</p> <p>換気空調設備が原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋に内包されていること並びに竜巻防護対策施設により防護され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わない設計とする。</p> <p>※ 玄海3・4号炉の復水タンクは屋内設備。また、燃料油貯蔵タンクは地下タンクであり、タンクローリについては波及的影響を及ぼしうる設備として整理。</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。</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><u>屋外の竜巻防護施設のうち、運用で措置を講ずるものの設計方針：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器排気筒</li> </ul> <p>排気筒は、設計飛来物の衝突による損傷を考慮して、補修が可能な設計とすることにより、設計基準事故時における安全機能を損なわない設計とする。</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"> <li>隣接する施設の倒壊等による影響</li> <li>気圧差によるダクトの損傷等による影響</li> </ul>	<p>① <u>竜巻防護施設を内包する施設に隣接し倒壊等により竜巻防護施設に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。</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><u>隣接する施設の倒壊等により波及的影響を及ぼしうる施設の設計方針：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>廃棄物処理建屋及びタービン建屋</li> </ul> <p>廃棄物処理建屋及びタービン建屋については、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> <ul style="list-style-type: none"> <li>橋型クレーン</li> </ul> <p>橋型クレーンは、竜巻の襲来が予想される場合には、運転を中止し、停留位置に固定することにより、橋型クレーンが損傷したとしても海水ポンプ（配管及び弁を含む。）及び海水ストレーナに衝突しない離隔を確保し、海水ポンプ（配管及び弁を含む。）及び海水ストレーナに波及的影響を及ぼさない設計とする。</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(玄海3・4号炉)
	<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</p>	<p>気圧差によるダクトの損傷等によって波及的影響を及ぼしうる施設の設計方針：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気安全弁（排気管） 主蒸気安全弁（排気管）は、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わない設計とし、設計飛来物の衝突による損傷を考慮して、補修等が可能な設計とすることにより主蒸気安全弁に波及的影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 主蒸気逃がし弁（消音器） 主蒸気逃がし弁（消音器）は、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わない設計とし、設計飛来物の衝突による損傷を考慮して、補修等が可能な設計とすることにより主蒸気逃がし弁に波及的影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 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、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わない設計とし、設計飛来物の衝突による損傷を考慮して、補修等が可能な設計とすることによりタービン動補助給水ポンプに波及的影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ ディーゼル発電機（吸気消音器、排気消音器、燃料油貯油そうべント管、燃料油貯蔵タンクベント管及びタンクローリ）ディーゼル発電機（吸気消音器、排気消音器、燃料油貯油そうべント管及び燃料油貯蔵タンクベント管） 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わない設計とし、設計飛来物の衝突による損傷を考慮して、補修等が可能な設計とすることによりディーゼル発電機に波及的影響を及ぼさない設計とする。また、ディーゼル発電機（タンクローリ）は、飛来物が衝突したとしても、貫通及び裏面剥離を生じない部材厚さがあり、さらに風圧力による荷重、気圧差による荷重、設計飛来物による衝撃荷重及び常時作用する荷重に耐え得る強度を有するタンクローリの車庫等の中に設置し、タンクローリ2台を確実に確保することによりディーゼル発電機に波及的影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 換気空調設備（蓄電池室排気系の外気と繋がるダクト及び外気との境界となるダンパ） 換気空調設備のうち飛来物により損傷する可能性のある施設は、設計飛来物に対して竜巻防護対策施設による竜巻防護対策を行う。 換気空調設備が竜巻防護施設を内包する施設である原子炉補助建屋（3号炉）及び原子炉周辺建屋（4号炉）に内包されていること並びに竜巻防護対策施設によって防護され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。 換気空調設備は、気圧差による荷重に対して、換気空調設備の構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とし、竜巻防護施設である蓄電池に波及的影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul> <p>① 竜巻防護施設を内包する施設の設計においては、設計荷重に対して、構造骨組の構造健全性が維持されるとともに、屋根、壁、開口部（扉類）の破損により施設内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とすることを確認した。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わない設計とすることを確認した。 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</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(玄海3・4号炉)
	<p>講じる方針とすることを確認。</p>	<p>て一覧表で整理されていることを確認した。「別添1 資料-6 建屋・構築物等の構造健全性の確認」、「別添1 資料-11 竜巻防護対策施設」</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><u>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・構築物等の設計方針)：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋及び燃料取替用水タンク建屋 設計荷重に対して、構造骨組の構造健全性が維持されるとともに、屋根、壁及び開口部（扉類）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わない設計とする。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わない設計とする。ただし、設計荷重による影響を受け、屋根、壁及び開口部（扉類）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、竜巻防護対策施設又は運用による竜巻防護対策を実施する。</li> <li>・ 燃料油貯油そう基礎及び燃料油貯蔵タンク基礎 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、当該構築物内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。</li> <li>・ 海水ポンプエリア防護壁及び海水ポンプエリア水密扉 設計荷重に対して、構造健全性を維持し当該構築物内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。また、設計飛来物の衝突に対しては、貫通又は裏面剥離の発生により、当該構築物内の竜巻防護施設が安全機能を損なわない設計とする。</li> </ul>

(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(玄海3・4号炉)
<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</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>	

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(玄海3・4号炉)
<p>会の原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)等に準拠する。</p> <p>(注4.3) 竜巻防護施設を内包する区画。</p> <p>(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(玄海3・4号炉)
<p>4.4.3 設備の構造健全性の確認</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>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</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(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)</p> <p>設計対象施設が許容応力度等に基づく許容限界(注4.5)に対して十分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4.6)が、許容応力度等に基づく許容限界(注4.5)に対して十分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</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</p> <p>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。</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十分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十分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>	

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(玄海3・4号炉)
<p>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>		

(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(玄海3・4号炉)
<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筒に流入した場合の影響評価を行う。</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(玄海3・4号炉)
<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。 「別添1 3.6 竜巻随件事象に対する評価」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。</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 竜巻随件事象として、竜巻による飛来物が建屋開口部付近の発火性又は引火性物質を内包する機器に衝突する場合、屋外の危険物タンク等に飛来物が衝突する場合の火災を想定していることを確認した。</p> <p>② 火災については、屋外にある危険物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、「Ⅲ-4.2.3 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>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</p>	<p>① 竜巻随件事象として、竜巻による飛来物が建屋開口部付近の溢水源に衝突する場合、屋外タンクに飛来物が衝突する場合の溢水を想定していることを確認した。また、建屋外については、竜巻による飛来物の衝突による屋外タンクの破損に伴う溢水を想定することを確認した。</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、「Ⅲ-7 溢水による損傷の防止等(第9条関係)」にて記載する。</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(玄海3・4号炉)
	<p>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>(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、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して外部電源喪失することを想定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。 「別添1 資料-9 竜巻随件事象（火災、溢水、外部電源喪失）の評価について」</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>
--

玄海3・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）	
<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>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>3 （略）</p>	
（解釈）	
<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>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>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>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。</p> <p>7～8 （略）</p>	

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-6
4. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針	6 火山-7
5. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針	6 火山-13

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（玄海3・4号炉）
	<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"> <li>● 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</li> <li>● 屋外に設置されている施設</li> <li>● 降下火砕物を含む海水及び空気の流路となる施設</li> <li>● 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</li> </ul> <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>（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>	<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、降下火砕物を含む海水及び空気の経路が存在す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設計対象施設としていることを確認した。「第1.9.1表 設計対象施設」により、以下の施設区分と設計対象施設を確認した。※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"> <li>・ 原子炉格納容器</li> <li>・ 原子炉補助建屋</li> <li>・ 原子炉周辺建屋</li> <li>・ 燃料取替用水タンク建屋（3号炉）</li> </ul> <p>（屋外に設置されている施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 海水ポンプ</li> <li>・ 海水ストレーナ</li> </ul> <p>（降下火砕物を含む海水の流路となる施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却海水設備（海水ポンプ、海水ストレーナー）</li> </ul> <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"> <li>・ 主蒸気逃がし弁（消音器）</li> <li>・ 主蒸気安全弁（排気筒）</li> <li>・ タービン動補助給水ポンプ（蒸気大気放出管）</li> <li>・ ディーゼル発電機機関、ディーゼル発電機（吸気消音器）</li> <li>・ 排気筒</li> <li>・ 換気空調設備（吸気系外気取入口）</li> </ul> <p>【中央制御室給気系、ディーゼル発電機室給気系、安全補機開閉器室給気系、中間補機吸気系】</p> <p>（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）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 計測制御系統施設（原子炉安全保護計装盤）</li> <li>・ 制御用空気圧縮機</li> </ul> <p>「別添1 2.3 火山活動から防護する施設」において、重要度分類指針に基づく設備等から設計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（図2.1 設計対象施設の抽出フロー）。また、選定した設計対象施設の写真及び設置場所が示されている（図2.2 設計対象施設）。</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1.9.1表 設計対象施設」により、以下の施設区分と設計対象施設を確認した。</p>

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（玄海3・4号炉）
		<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し得る施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 取水設備</li> <li>・ 換気空調設備（給気系外気取入口）【補助建屋給気系、主蒸気主給水室吸気系、格納容器吸気系、燃料取扱棟吸気系（3号炉）】</li> </ul> <p>「別添1 2.3 火山活動から防護する施設」において、重要度分類指針に基づく設備等から設計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（図2.1 設計対象施設の抽出フロー）。また、選定した設計対象施設の写真及び設置場所が示されている（図2.2 設計対象施設）。</p> <p>③ それ以外のクラス3に属する施設にあっては、降下火砕物による影響を受ける場合であっても、代替設備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設計対象施設として抽出しない方針としていることを確認したなお、それ以外のクラス3に属する施設については、降下火砕物による影響を受ける場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保すること、又は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、安全機能を損なわない設計とするため、設計対象施設から除外するとしていることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>● 腐食性粒子の観点から、化学的組成</li> <li>● 静的な物理的負荷の観点から、密度</li> <li>● 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</li> </ul>	<p>① 降下火砕物の設計条件は、「a. 設計条件の検討」に示す各種調査、検討の結果を踏まえ層厚 10cm、密度 1.0g/cm<sup>3</sup>（乾燥状態）～1.7g/cm<sup>3</sup>（湿潤状態）、粒径 2mm 以下と設定することを確認した。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"> <li>・ 火山ガラス片、鉱物結晶片からなる。ただし、砂よりもろく硬度は低い。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 水に濡れると導電性を生じる。</li> <li>・ 湿った降下火砕物は乾燥すると固結する</li> <li>・ 降下火砕物粒子の融点は 1000℃であり、一般的な砂に比べ低い。</li> </ul> <p>「別添 1 2.4 降下火砕物による影響の選定」、資料-1 降下火砕物の特徴について」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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ マグマが噴火時に、破碎・急冷したガラス片・鉱物結晶片からなる。→堆積による構造物への静的負荷 等</li> <li>・ 亜硫酸ガス等の火山ガス成分が付着している。→化学的影響 等</li> <li>・ 乾燥した降下火砕物粒子は絶縁体だが、水と反応することにより酸性を呈し、導電性を生じる。→変圧器等の絶縁影響</li> <li>・ 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。→固結</li> <li>・ 降下火砕物粒子の融点は約 1000℃であり、一般的な砂に比べ軽い→高温部における融解及び固着</li> </ul> <p>② 玄海原子力発電所の敷地において考慮する火山事象として、「添付書類六 7.8 火山」に示すとおり、九重山における約5万年前の「九重第1噴火」を対象とした降下火砕物とする。降下火砕物の諸元については、文献調査結果、地質調査結果等から、層厚は 10cm、密度は乾燥状態で 1.0g/cm<sup>3</sup>、湿潤状態で 1.7g/cm<sup>3</sup>、粒径は 2mm 以下と評価することを確認した。</p>
	<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>	<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、建屋等への粒子の衝突、化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（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）、発電所周辺の大気汚染及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>設計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 建屋及び屋外設備の上に堆積し静的な負荷を与える「構造物への静的負荷」、並びに建屋及び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」及び降下火砕物を含む空</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（玄海3・4号炉）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 構造物の静的負荷</li> <li>● 構造物への化学的影響（腐食）</li> <li>● 粒子の衝突</li> <li>● 水循環系の閉塞</li> <li>● 水循環系の内部における摩耗</li> <li>● 水循環系の化学的影響（腐食）</li> <li>● 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</li> <li>● 発電所周辺の大気汚染</li> <li>● 給水の汚染</li> <li>● 電源設備の絶縁低下</li> </ul> <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>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磨耗させる「水循環系の内部における磨耗」及び降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し磨耗させる「換気系、電気系及び計装制御系の機械的影響（磨耗）」。</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「構造物への化学的影響（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）」、及び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）」。</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、並びに降下火砕物の除去及び屋外設備の点検等の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、設計対象施設の構造上、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。 給水等に使用する発電所周辺の海水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、発電所では給水処理設備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海水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。 「参考資料-7 給水処理設備に係る影響評価」において、玄海3・4号炉で使用する淡水は、海水淡水化装置の生産水及び復水器脱塩装置等の排水を処理する低塩系排水回収装置の生産水であることが示されている。</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「盤の絶縁低下」。 「資料-2 評価すべき影響の要因と評価手法」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る。（表2 評価対象施設と降下火砕物による直接的影響の要因対比）</p> <p>② また、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ことを確認した。 具体的には、湿った降下火砕物が送電線の碍子、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わたる送電網の損傷に伴う「外部電源喪失」、及び降下火砕物が道路に堆積することによる交通の途絶に伴う「アクセス制限」を発電所に間接的な影響をおよ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（玄海3・4号炉）
<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、個々の設計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ことを確認した。降下火砕物の設計条件は、検討の結果を踏まえ層厚10cm、密度1.0g/cm<sup>3</sup>（乾燥状態）～1.7g/cm<sup>3</sup>（湿潤状態）、粒径2mm以下と設定していることを確認した。</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。設計対象施設は、降下火砕物によって安全機能を損なわ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との組み合わ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、同時発生のある風（台風）及び積雪を対象としていることを確認した。「参考資料-24. (3) 設計上考慮すべき荷重評価における自然現象の組合せ」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玄海原子力発電所は多雪区域ではないことから積雪との重ね合わせを考慮する必要はなく、また、降下火砕物及び積雪は、ともに予見性があり緩和措置を講じる十分な時間余裕がある事象であるが、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。（⇒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（玄海3・4号炉）
<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 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 設計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、建屋等の許容荷重が設計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、安全機能を損なわない設計方針としていることを確認した。</p> <p>設計対象施設のうち、降下火砕物が堆積する建屋及び屋外施設は、以下である。 （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"> <li>・ 原子炉格納容器</li> <li>・ 原子炉補助建屋</li> <li>・ 原子炉周辺建屋</li> <li>・ 燃料取替用水タンク建屋（3号炉）</li> </ul> <p>（屋外に設置されている施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 海水ポンプ</li> <li>・ 海水ストレーナ</li> </ul> <p>原子炉格納容器、原子炉補助建屋、原子炉周辺建屋、燃料取替用水タンク建屋（3号炉）は、建築基準法における一般地域の積雪の荷重の考え方に準拠し、降下火砕物の除去を適切に行うことから、降下火砕物の荷重を短期に生じる荷重とし、建築基準法による短期許容応力度を許容限界とすることを確認した。</p> <p>また、建屋を除く設計対象施設においては、許容応力を「日本工業規格」、「日本機械学会の基準・指針類」及び「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987（日本電気協会）」に準拠することを確認した。</p> <p>「資料-4 建屋構築物に係る影響評価」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条件及び評価結果が示されている。</p> <p>「資料-5 海水ポンプ（モータ含む）に係る影響評価」において、堆積荷重が厳しい条件となるモーター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の影響が考えられるが、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されることを確認した。</p> <p>設計対象施設のうち、粒子の衝突を考慮すべき建屋及び屋外施設は、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、安全機能を損なわない設計とすることを確認した。なお、粒子の衝突による影響については、「1.8 竜巻防護に関する基本方針」に包絡される。</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、換気空調システムのフィルタの目詰まり、非常用ディーゼ</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>① 屋外に連通する開口部を有する設計対象施設については、降下火砕物が侵入しにくい設計方針とするとともに、腐食により安全機能が損なわれないように塗装を行うことを確認した。</p> <p>設計対象施設のうち、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。 （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"> <li>・ 主蒸気逃がし弁（消音器）</li> <li>・ 主蒸気安全弁（排気管）</li> </ul>

<p>ル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がなく、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> <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>⑤ 電気系及び計装制御系の絶縁低下</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・タービン動補助給水ポンプ（蒸気大気放出管）</li> <li>・ディーゼル発電機機関</li> <li>・ディーゼル発電機（吸気消音器）</li> <li>・換気空調設備</li> <li>・排気筒</li> </ul> <p>ディーゼル発電機（吸気消音器）の外気取入口は開口部を下向きの構造とすることを確認した。また、主蒸気逃がし弁（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）、排気筒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にくい設計とすることを確認した。</p> <p>主蒸気逃がし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>排気筒は、排気により降下火砕物が侵入しにくい設計とし、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。また、降下火砕物が侵入した場合でも、排気筒内部の点検、状況に応じた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（吸気消音器）にそれぞれフィルタを設置することにより、フィルタメッシュ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取替又は清掃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>「資料-3 直接的影響の評価結果」において、降下火砕物の直接的影響の評価対象設備及び評価結果が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・主蒸気逃がし弁消音器は、降下火砕物が侵入し難い構造であること及び主蒸気逃し弁の吹出し圧力が降下火砕物の重量よりも大きいことを確認。</li> <li>・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いること及び仮に侵入しても大気放出管の内径（約250mm）に対して降下火砕物の堆積量（約10cm）を上回るため放出管が閉塞しないことを確認。</li> </ul> <p>「資料-13 ディーゼル発電機に係る影響評価」において、ディーゼル発電機吸気消音器のフィルタが降下火砕物によって閉塞するまでの時間について、セントヘレンズ火山噴火の観測データ（観測濃度 33,400 <math>\mu\text{g}/\text{m}^3</math>、測定高さは不明）を用いて試算した場合には約2時間となるが、フィルタ交換に要する時間は要員3～5名で1時間程度を見込んでいることからフィルタを交換することが可能であること、ディーゼル発電機吸気消音器のフィルタは、ディーゼル発電機を停止することなく交換可能であることを確認した。</p> <p>② 設計対象施設のうち、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"> <li>・ディーゼル発電機機関</li> <li>・制御用空気圧縮機</li> </ul>
--	---	---

		<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、ディーゼル発電機（吸気消音器）の開口部を下向きとすることによりディーゼル発電機機関に降下火砕物が侵入しにくい構造とすることを確認した。仮にディーゼル発電機機関及び制御用空気圧縮機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で、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（吸気消音器）にそれぞれフィルタを設置することにより、フィルタメッシュ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 <u>塗装等により化学的影響（腐食）を受けないように設計していることを確認した。</u></p> <p>計対象施設のうち、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。</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"> <li>・主蒸気逃がし弁（消音器）</li> <li>・主蒸気安全弁（排気管）</li> <li>・タービン動補助給水ポンプ（蒸気大気放出管）</li> <li>・ディーゼル発電機機関</li> <li>・換気空調設備</li> <li>・排気筒</li> </ul> <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、塗装の実施等によって、腐食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。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。</p> <p>「資料-9 換気空調設備（給気系外気取入口）に係る影響評価」において、降下火砕物の付着、堆積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。</p> <p>④ <u>中央制御室は、降下火砕物により大気汚染が本発電所で発生した場合、外気を遮断するため中央制御室空調装置の閉回路循環運転等を実施できる設計とした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について評価を行い、24時間閉回路循環運転を実施した場合においても居住性を確保できる設計方針とする</u>ことを確認した。</p> <p>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、中央制御室空調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、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メッシュ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>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する設計とすることを確認した。</p> <p>また、中央制御室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、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、安全機能を損なわない</p>
--	--	---

		<p>設計とする。</p> <p>降灰が確認された場合には、換気空調設備の外気取入口の平型フィルタについて、平型フィルタ差圧を確認するとともに、状況に応じて清掃や取替えを実施する。</p> <p>資料-9 添付資料1「降下火砕物の降灰次の中央制御室の環境について」において、降下火砕物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時居住している中央制御室へ侵入すること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> <p>また、中央制御室への降下火砕物の侵入を防止するため、外気との遮断が長期にわたり室内の環境が悪くなった場合、外気取入遮断時の中央制御室内に滞在する運転員の作業環境に影響を与えないことを確認するため酸素濃度及び二酸化炭素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。</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により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>（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）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 計測制御系統施設（原子炉安全保護計装盤）</li> </ul> <p>当該機器の設置場所は安全補機開閉器室空調装置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する設計とすることを確認した。</p> <p>また、本換気空調設備については、外気取入ダンパを閉止することで、安全補機開閉器室内への降下火砕物の侵入を防止する設計とすることを確認した。</p> <p>「資料-8 計測制御系統施設（原子炉安全保護計装盤）に係る影響評価」において、降下火砕物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、電気系及び計装制御系の盤のうち空気を取り込む機構を有する盤の換気口について写真が示されている。</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>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>① 設計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>設計対象施設のうち、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> <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"> <li>・ 原子炉格納容器</li> <li>・ 原子炉補助建屋</li> <li>・ 原子炉周辺建屋</li> <li>・ 燃料取替用水タンク建屋（3号炉）</li> </ul> <p>（屋外に設置されている施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 海水ポンプ</li> </ul>

		<p>・ 海水ストレーナ</p> <p>金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガス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わない設計とすることを確認した。</p> <p>資料-4 建屋構築物に係る影響評価」において、降下火砕物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。また、「参考資料-4 原子力発電所で使用する塗料について」において、使用する塗料の種類が設備毎に示されている。</p> <p>「参考資料-5 降下火砕物の金属腐食研究」において、金属腐食研究については、研究文献「火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。</p> <p>② 設計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路幅を設け閉塞しないように設計していることを確認した。</p> <p>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。</p> <p>「資料-6 海水ストレーナ（下流設備含む）に係る影響評価」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、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。</p> <p>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。</p> <p>「資料-6 海水ストレーナ（下流設備含む）に係る影響評価」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が示されている。（別添 1-68）</p> <p>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、日常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。</p> <p>「資料-6 海水ストレーナ（下流設備含む）に係る影響評価」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り機器の機能に影響がないことが示されている。（別添 1-67）</p> <p>設計対象施設のうち、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 降下火砕物を含む海水の流路となる施設 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却海水設備（海水ポンプ、海水ストレーナ等）、取水設備</li> </ul> </li> </ul> <p>③ 電気系及び計装制御系の設計対象施設は、外気と遮断された全閉構造等により機械的影響（閉塞）を受けず、また塗装等により化学的影響（腐食）を受けないように設計していることを確認した。</p> <p>設計対象施設のうち、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞、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>（屋外に設置されている施設）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 海水ポンプ（モータ）</li> </ul>
--	--	--

		<p>機械的影響（閉塞）については、海水ポンプ（モータ）本体は外気と遮断された全閉構造、空気冷却器冷却管は降下火砕物が侵入し難い外気を下方向から取り込む構造とすることにより、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。</p> <p>「資料-5 海水ポンプ（モータ含む）に係る影響評価」において、降下火砕物の電動機冷却空気への侵入により、地絡・短絡及び空気冷却管への侵入による閉塞による影響はないことが示されている。</p> <p>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> <p>「資料-5 海水ポンプ（モータ含む）に係る影響評価」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はないことが示されている。（別添 1-43）</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>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</p> <p>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 設計対象施設に、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。</p> <p>「2.7 降下火砕物の除去等の対策」において、降下火砕物の除去等の対策として、通常時の対応、九州地方にある火山に噴火兆候がある場合（噴火警報レベル「レベル4」以上）、降灰予報（発電所への「やや多量」又は「多量」の降灰予報）発令時、降下火砕物の降灰が確認された場合における対応内容が示されている。）</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（玄海3・4号炉）
<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タンクローリを備えるとし、7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする方針</u>としていることを確認した。</p> <p>② （⇒第33条第7項にて確認。）</p> <p>③ （⇒第33条第7項にて確認。）</p> <p>「参考資料-10 添付資料 屋外アクセスルートにおける降灰除去時間の評価において」において、降下火砕物の除灰に要する時間、重油タンクからの燃料輸送、屋外アクセスルートにおける降灰除去時間の評価が示されている。</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。



## 玄海発電所3・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 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。

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-5
3. 外部火災に対する設計方針	6 外火-7
(1) 森林火災	6 外火-10
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-10
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-10
b. 森林火災による影響評価	6 外火-14
② 森林火災に対する設計方針	6 外火-19
(2) 近隣の産業施設の火災・爆発	6 外火-21
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-21
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-21
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-24
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-29
(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-31
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-31
a. 航空機墜落による火災の想定	6 外火-31
b. 航空機墜落による火災の影響評価	6 外火-32
② 航空機落下等による火災に対する設計方針	6 外火-36
(4) ばい煙及び有毒ガス	6 外火-38

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（玄海3・4号炉）
<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て示した上で、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"> <li>・ 建屋等に内包され防護される施設</li> <li>・ 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</li> <li>・ 建屋内の施設で外気と繋がっている施設</li> <li>・ 屋外施設</li> </ul> <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>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1.10.2表 外部火災防護施設（火災の直接的な影響を受ける施設及び二次的影響を受ける施設）」に示されていることを確認した。</p> <p>② 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ことを確認した。</p> <p>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ことを確認した。</p> <p>(a) クラス1及びクラス2に属する屋内施設</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している。</p> <p>(a-1) 原子炉格納容器</p> <p>(a-2) 原子炉補助建屋</p> <p>(a-3) 原子炉周辺建屋</p> <p>(a-4) 燃料取替用水タンク建屋</p> <p>(b) クラス1及びクラス2に属する屋外施設</p> <p>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している。</p> <p>(b-1) 海水ポンプ</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「表1 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。</p> <p>③ クラス3については、一般産業施設と同等以上の信頼性の要求であり、屋内に設置されている機器については、建屋により防護することとし、屋外機器については、防火帯の内側に設置すること及び消火活動により防護していくため、個別施設の影響評価は行わないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、防火帯の外側にあるクラス3設備としてはモニタリングステーション及びモニタリングポストがあり、広域にわたる森林火災が発生した場合には、影響を受ける可能性があるため、以下の対応とすることが示されている。</p> <p>広域にわたる森林火災が発生した場合に、公設消防隊の指揮を受けながら、移動式消火設備により、道路沿いに設置されたモニタリングポスト周辺の火災の消火活動を行う。</p> <p>なお、森林火災でモニタリングステーション及びモニタリングポストが機能喪失した場合でも代替設備により必要な機能を確保できるようにする。</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（玄海3・4号炉）
	<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>&lt;配慮すべき施設・機器の例&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外気を直接設備内に取り込む機器：非常用DG</li> <li>・ 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</li> <li>・ 屋外設置機器：排気筒、主蒸気逃し弁、海水ポンプ</li> <li>・ 居住性：原子炉制御室、緊急時対策所</li> </ul> <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ことか。</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>① 外部火災の二次的影響を受けるクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設</p> <p>外部火災防護施設のうち、外部火災の二次的影響を受けるクラス1及びクラス2に属する施設を以下のとおり抽出していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(a) 換気空調設備</li> <li>(b) ディーゼル発電機</li> <li>(c) 海水ポンプ</li> <li>(d) 主蒸気逃がし弁、排気筒等</li> <li>(e) 安全保護系計装盤</li> <li>(f) 制御用空気圧縮機</li> </ul> <p>クラス3に属する施設については、外部火災発生時は、建屋による防護、消火活動又は代替設備による必要な機能の確保等により安全機能を損なわない設計とするため、影響評価対象から除外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、外気を取り入れる換気空調設備、外気を設備内に取り込む機器及び室内空気を取り込む機器を抽出することが示されている。</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（玄海3・4号炉）
<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-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。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等の火災（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>安全施設が外部火災に対して、発電用原子炉施設の安全性を確保するために想定される最も厳しい火災が発生した場合においても必要な安全機能を損なわないよう、防火帯の設置、離隔距離の確保、建屋による防護、障壁による防護及び代替設備の確保等によって、安全機能を損なわ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、発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災、航空機墜落による火災及び船舶の火災を選定することを確認した。外部火災にて想定する火災を「表1 外部火災評価内容」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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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、離隔、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離隔を行う。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。 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"> <li>・ 外壁は、側壁だけでなく天井面</li> <li>・ 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</li> <li>・ 建屋内部への熱影響（特に防火帯に近い施設）</li> </ul> <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。 (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>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)</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。(添付資料3別紙3)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 鉄筋コンクリート構造の火災時耐力については、参考文献「1999年建築学会論文 “高温加熱下の高強度コンクリートの力学的性質に係る研究：一瀬著”では、図1に示すとおり圧縮強度は常温～100℃で一旦低下し、100～200℃で再び上昇し、200℃で常温と同程度の強度まで回復する。その後は温度上昇に伴い、圧縮強度は低下していくことから、コンクリート表面温度200℃を許容温度と定めた。なお、本試験の条件では、試供体温度を内表面均一としており、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。</li> <li>・ また、常温～100℃の間の残存圧縮強度は、長期許容応力度（設計基準強度の1/3）を十分上回ることが示されている。</li> </ul> <p>施設の表面温度の評価を行う際の初期温度設定の考え方が以下のとおり示されている。</p> <p>(原子炉建屋及び原子炉補助建屋)</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、主蒸気管室の設計温度（50℃）がコンクリート壁内に均一に分布したと仮定して、建屋外壁の表面温度を50℃としている。</p> <p>一方、外気温や日照の影響を考慮して、1日における建屋外壁表面の最高温度を求めた結果、約49℃となることから、初期温度50℃の設定は妥当である。</p> <p>(海水ポンプ)</p> <p>海水ピット内に設置されており、外部火災時直接熱影響を受けないとしている。</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り保護材の設置はしないことを確認。</p> <p>③ 許容温度を上回る場合は、貯蔵量低減対策を実施し、許容温度を下回る設計としていることを確認した。</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</p>	<p>(ii)</p> <p>① 外気取り入れ遮断を行う中央制御室及び緊急時対策所については、室内に滞在する人員の環境劣化防止</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（玄海3・4号炉）
	<p>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>のため、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 安全補機開閉機室空調設備等の安全保護系の設備については、外気取入ダンパを閉止し、外気取り入れを遮断することで安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p>
	<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"> <li>・ 【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。</li> <li>・ 【消火活動の実現性】（以下、例示） <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 自衛消防隊の体制および装備</li> <li>b. 火災発見の感知方法、監視機器、通報連絡体制</li> <li>c. 水源位置、ホース展開距離、ホース展開経路、高低差</li> <li>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）</li> </ul> </li> </ul>	<p>外部火災における手順については、火災発生時の対応、防火帯の維持・管理並びにばい煙及び有毒ガス発生時の対応を適切に実施するための対策を火災防護計画に定める方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 防火帯の維持・管理においては、手順等を整備し、実施する。</li> <li>・ 初期消火活動においては、手順を整備し、火災発生現場の確認、中央制御室への連絡、消火栓、化学消防自動車及び水槽付消防自動車等を用いた初期消火活動を実施する。</li> <li>・ 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、フィルタが目詰まりした際の交換により、建屋内へのばい煙の侵入を阻止する。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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実施する。</li> <li>・ 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の点検等に係る火災防護に関する教育を定期的実施する。</li> <li>・ 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等の火災防護に関する教育を定期的実施する。</li> <li>・ 外部火災発生時の初期消火活動に係る教育を定期的実施する。また、消防訓練及び消防要員等による総合的な訓練を定期的実施する。</li> </ul> <p>また、消火活動に係る体制について「第1.10.4図 自衛消防組織体制図」で示されていることを確認した。</p> <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。（添付資料4）</p> <p>F A R S I T E解析結果において、火災の到達時間は、発火後45分という結果が得られている。この結果を踏まえ、以下に示す体制のもと、森林火災発生から専属自衛消防隊員等による消火活動の成立性について評価している。</p> <p>森林火災発生時の検知方法は以下の方法が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 海原子力発電所では、発電所周囲に民家、民宿、寮が多く、特に玄海原子力発電所の独身寮も近傍に立地していることから、周囲から火災発生の通報を受けやすい環境にある。</li> <li>② 玄海原子力発電所では、警備員が24時間警備している。</li> </ul>



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（玄海3・4号炉）
		<p>③発電所の専属自衛消防隊、運転員も24時間常駐し夜間も含めパトロールを定期的を実施している。</p> <p>上記の方法により火災を検知した後、専属自衛消防隊員等による消火活動を実施するが、消火活動の成立性については、以下の評価が示されている。</p> <p>①専属自衛消防隊員等は24時間発電所構内に常駐しており、早期に消火体制を確立することができる。</p> <p>②火災を検知してから専属自衛消防隊員等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10分程度で消火活動が開始できると考えられる。</p> <p>③専属自衛消防隊員等及び敷地内に配備している消防自動車について、表1に示す。なお、外部電源喪失時においてもディーゼル駆動消火ポンプが運転可能であることから、屋外消火栓による消火活動、又は消防自動車を用いての消火活動が可能である。</p> <p>以上により、森林火災検知後、短時間で消火活動が可能であることから、火災到達時間45分以内での専属自衛消防隊員等による対応は可能である。</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（玄海3・4号炉）
<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、火災の強度・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 の植生から求める。</p> <p>（2）気象条件は過去 10 年間に調査し、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合、その理由が説明されていることを確認。補足</p>	<p>確認結果（玄海3・4号炉）</p> <p>国土地理院が承認した発電所周辺の航空写真を基に植生を判読し、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 土地利用データについて、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、本データは、発電所周辺の建物用地、交通用地、湖沼、河川等の土地状況を実際に近い形で模擬することができるとしてデータが示されている。（添付資料2）</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標高、地形等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メッシュの土地の標高、地形等のデータを用いることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、地形データとしては、標高データ、傾斜角データ、傾斜方向データの3種類を整備した、標高データには、国土地理院より10mメッシュで提供されている「基盤地図情報 数値標高モデル10mメッシュ」、傾斜角、傾斜方向については標高より計算処理を行い整備したことが示されている。（添付資料2）</p> <p>① 植生データ</p> <p>植生データについて以下のことを確認した。</p> <p>国土地理院が承認した発電所周辺の航空写真を基に植生を判読するとともに、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地方自治体（佐賀県）より入手している。また、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している。</p> <p>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地図を用いている。</p> <p>また、発電所構内及び発電所周辺の植生データについて、植生を現地調査し、FARSITE 入力データとしての妥当性を確認のうえ植生区分を設定している。</p> <p>森林簿及び現地調査により、玄海原子力発電所周辺の植生図を作成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（玄海3・4号炉）										
<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="222 871 765 1199"> <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/m<sup>2</sup>]</td> </tr> <tr> <td>火炎輻射強度 [kW/m<sup>2</sup>]</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</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 <sup>2</sup> ]	火炎輻射強度 [kW/m <sup>2</sup> ]	火炎到達幅 [m]	<p>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>a. 植生データの作成</p> <p>玄海原子力発電所周辺の植生データの作成に使用する森林簿については、玄海原子力発電所の立地自治体である佐賀県より受領した森林簿データ（東西南北13km）を用いている。</p> <p>(a) 上記で受領した「森林計画関係図簿（森林簿、森林計画図）」のデータを、国土数値情報土地利用細分メッシュを100mメッシュから10mメッシュに変換したデータにしている。</p> <p>(b) 「(a)」で作成したデータに発電所内の植生データとして、緑地エリア図のデータを重ね合わせている。</p> <p>(c) 発電所内の植生については、現場確認（写真撮影）を実施し、属性を確認している。</p> <p>(c-1) 現地調査</p> <p>公共測量で承認された航空写真による判読作業により、植生図は作成しているが、航空写真は平成19年10月時点のものであることから、現場と大きく変化している箇所の補正等含め確認を行っている。現場調査に当たっては、GPSを用いて調査位置が把握できるようにしている。</p> <p>(c-2) 調査結果の記録</p> <p>(a)、(b)の調査結果を踏まえ、伊方発電所周辺の植生図を作成し、FARSITEにて利用できるように地理的な位置情報を扱う地理情報システム(GIS)に植生情報を入力している。</p> <p>b. 森林火災における各樹種の可燃物量は、佐賀県から入手した森林簿データと現地調査等により得られた樹種を踏まえて補正した植生を用いている。</p> <p>② FARSITE入力データの作成</p> <p>次に、a. で区分した植生28種を、FARSITE入力データとして用いる上で14区分に整理した。図4にFARSITE植生設定図を、表5にFARSITEデータ区分および整理の考え方について示す。なお、林齢および樹冠率を設定するものについては、現地調査で特定が困難であることから、保守的な設定を行っている。</p> <p>③ 林齢の設定にあたっては、保守的に燃えやすい可燃物量がある年数の少ない年数に10年単位で切り捨てて設定している。</p> <p>FARSITEにおいて表1のとおり、樹冠率を4つに区分し、4つのいずれかを設定するようになっている。今回の評価では、森林簿、航空写真等により森林と定義できる区分3, 4から選択することとし、保守的に区分3（一般的な森林）を設定している。</p> <p>① 気象条件は、気象庁ホームページより入手した枝去木、唐津、平戸の過去10年間の気象データを調査し、佐賀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最多風向、最小湿度、最高気温及び最大風速の組み合わせとしていることを確認した。</p> <p>気象データ</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 <sup>2</sup> ]												
火炎輻射強度 [kW/m <sup>2</sup> ]												
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（玄海3・4号炉）																		
<p>る。</p> <p>2. 2. 2 評価対象範囲 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 評価に必要なデータを以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="210 737 753 1115"> <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>現地の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	現地の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>現地にて起こり得る最も厳しい条件を検討するため、気象庁ホームページより入手した枝去木、唐津、平戸の過去10年間の気象データのうち、佐賀県で発生した森林火災の実績より、発生頻度が高い2月から5月の気象条件（最多風向、最大風速、最高気温及び最小湿度）の最も厳しい条件を用いている。</p> <p>② 風向については、最大風速における風向と卓越風向を調査し、森林火災の発生件数及び森林と発電所の位置関係を考慮して設定している。合わせて、最大風速記録時の風向も設定している。</p> <p>補足説明資料において、風速のデータとして、風向、風速及び雲量を設定することが示されている。雲量が100%に近づくほど日照が低減して水分量が増加するため、延焼速度が低下するため、本解析では保守性を確保するため雲量は常に0%としたことが示されている。</p> <p>③気象データの選定 気象条件の設定に当たって、玄海原子力発電所周辺の過去10年間（平成15年～平成24年）の気象データを調査した。気象データとして、玄海原子力発電所の周辺地域において最も近い枝去木観測所は2010年2月25日から唐津観測所に移動しているため、両観測所の気象データを用いた。</p> <p>森林火災発生件数や森林火災の延焼拡大を考慮して気象条件が保守的となるよう、以下のとおり設定した。</p> <table border="1" data-bbox="1875 1045 2487 1331"> <caption>森林火災評価における気象条件※1</caption> <thead> <tr> <th>気温 [°C]</th> <th>湿度 [%]</th> <th>風向</th> <th>風速 [m/s]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>30※2</td> <td>11</td> <td>68deg（東北東） 180deg（南）</td> <td>12※2</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 時間に依存しない一定値として設定 ※2 F A R S I T E入力値は有効数字二桁 補足説明資料において、保守性を確保するため、降水量はゼロとし、気温及び湿度の最高値と最低値を同一として設定したことが示されている。</p>	気温 [°C]	湿度 [%]	風向	風速 [m/s]	30※2	11	68deg（東北東） 180deg（南）	12※2
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	現地の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。																			
気温 [°C]	湿度 [%]	風向	風速 [m/s]																	
30※2	11	68deg（東北東） 180deg（南）	12※2																	
	<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。 (例) 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>① 評価対象範囲 発電所は北側に延びる細長い値賀崎に位置しており、発電所近傍の発火想定地点を10km以内とし、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>																		

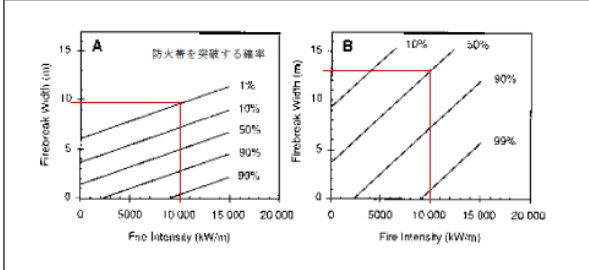
設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>(3) 発火点 人為的行為（たばこ、野火等）による発火を考慮して道路沿いに発火点を選定されているか。</p> <p>① 想定する発火位置の考え方を確認。 （考慮事項の例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電所周辺の道路地図等による道路の位置関係</li> <li>・ 斜面の勾配その他発電所近傍の地理関係</li> <li>・ 火災の発生件数、発火要因については、地域性（地域固有のデータ）</li> <li>・ 人為的であることを考慮して人の立ち入り可能な海岸付近の区域</li> </ul> <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>① 発火点については、防火帯幅の設定及び熱影響評価に際し、FARSITEより出力される最大火線強度及び反応強度の高い値を用いて評価するため、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、2地点を設定していることを確認した。</p> <p>a. 人為的行為と卓越風向を考慮して発生頻度が高いと想定される発電所の東の道路沿いに「発火点1」を設定している。</p> <p>b. 卓越風向とは異なるが、人為的行為と最大風速を考慮して、南東の道路沿いに「発火点2」を設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 風向は卓越方向とし、発電所の風上発火点を設定する。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している。</li> <li>・ 発電所から直線距離10kmの間で設定している。</li> <li>・ 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している。</li> </ul> <p>以上の条件を考慮し、評価結果に与える影響が保守的となるよう、風向、斜面の効果を考慮し設定を行っていることを確認した。</p> <p>【別添資料1：添付資料2 4. 発火点の設定について】</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、森林火災の発火時刻については、日照による草地及び樹木の乾燥に伴い、火線強度が変化することから、これらを考慮して火線強度が最大となる時刻を設定したことを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>火災の規模に対する原子炉施設の十分な防火機能</li> </ul> <p>(1) 森林火災</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"> <li>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。</li> <li>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）</li> <li>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）</li> <li>延焼速度及び発火点から発電所までの到達時間</li> <li>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。</li> </ul> <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*に基づく火災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 解析結果のコ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"> <li>延焼速度及び火線強度</li> <li>発火点から発電所までの到達時間</li> </ul>	<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>火災の想定にあたっては、以下の条件とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>森林火災による熱を受ける面と森林火災の火炎輻射強度が発する地点が同じ高さにあると仮定し、離隔距離は最短距離とする。</li> <li>森林火災の火炎は、円筒火炎モデルとする。火炎の高さは燃焼半径の3倍とし、燃焼半径から円筒火炎モデルの数を算出することにより火炎到達幅の分だけ円筒火炎モデルが横一列に並ぶものとする。</li> <li>気象条件は無風状態とする。</li> </ul> <p>② ホイヘンスの原理に基づく火災の拡大モデルを用いて延焼速度（1.23m/s（発火点1））や火線強度（14,750kW/m（発火点1））を算出していることを確認した。</p> <p>【添付八：1.10.1(2)d. 延焼速度及び火線強度の算出】</p> <p>発火点から防火帯までの火炎到達時間（0.45時間（発火点2））を算出</p> <p>最大火線強度（14,750kW/m（発火点1））<sup>注1</sup>により算出される防火帯幅29.7mに対し、約35mの防火帯幅としている。</p> <p>FARSITEから出力される反応強度から求める火炎輻射強度（404kW/m<sup>2</sup>）に安全側に余裕を考慮した500kW/m<sup>2</sup>としている。</p> <p>補足説明資料において、FARSITEによる解析結果から火炎輻射強度を直接算出できないため反応強度から火炎輻射強度を算出していることが以下のおり示されている。</p> <p>具体的には、米国における文献（THE SFPE HANDBOOK OF Fire Protection Engineering）と、FARSITEにおいて確認できる火災規模を表す反応強度から火炎輻射強度を算出したとしており、当該文献より、反応強度は火炎輻射強度と火炎対流発散度の和によって求められることが示されている。</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（玄海3・4号炉）																																												
<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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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%）</p>  <table border="1" data-bbox="222 1407 771 1522"> <caption>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%）</caption> <thead> <tr> <th>火線強度 (kW/m)</th> <th>500</th> <th>1000</th> <th>2000</th> <th>3000</th> <th>4000</th> <th>5000</th> <th>10000</th> <th>15000</th> <th>20000</th> <th>25000</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>防火帯幅 (m)</td> <td>6.2</td> <td>6.4</td> <td>6.7</td> <td>7.1</td> <td>7.4</td> <td>7.8</td> <td>9.5</td> <td>11.3</td> <td>13.1</td> <td>14.8</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="222 1543 771 1659"> <caption>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%）</caption> <thead> <tr> <th>火線強度 (kW/m)</th> <th>500</th> <th>1000</th> <th>2000</th> <th>3000</th> <th>4000</th> <th>5000</th> <th>10000</th> <th>15000</th> <th>20000</th> <th>25000</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>防火帯幅 (m)</td> <td>16</td> <td>16.4</td> <td>17.4</td> <td>18.3</td> <td>19.3</td> <td>20.2</td> <td>24.9</td> <td>29.7</td> <td>34.4</td> <td>39.1</td> </tr> </tbody> </table>	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	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		
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																																				
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（玄海3・4号炉）												
<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="210 888 795 1234"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>輻射強度 [W/m<sup>2</sup>]</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 <sup>2</sup> ]	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。</p> <p>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"> <li>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。</li> <li>物性データの出典が提示されていること。</li> <li>日照条件を温度計算条件に反映していること。</li> </ul>	<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404kW/m<sup>2</sup>（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500kW/m<sup>2</sup>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 <sup>2</sup> ]	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													



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（玄海3・4号炉）										
<p>評価対象範囲は発電所に迫る森林火災とする。</p> <p>3. 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="210 468 765 800"> <thead> <tr> <th>データ種類</th> <th>整備要領</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>火炎放射強度 [W/m<sup>2</sup>]</td> <td>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強度の値に変換したもの</td> </tr> <tr> <td>火炎長 [m]</td> <td>2. 2 森林火災で算出された火炎長の値</td> </tr> <tr> <td>火炎到達幅 [m]</td> <td>2. 2 森林火災で算出された到達火炎の横幅</td> </tr> <tr> <td>危険放射強度 [W/m<sup>2</sup>]</td> <td>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）</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> $R = \frac{H}{3}$ <p>R: 燃焼半径[m]、H: 火炎長[m]</p> <p>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。</p> $F = \frac{W}{2R}$ <p>F: 円筒火炎モデル数 [-]、W: 火炎到達幅 [m]、R: 燃焼半径 [m]</p> <p>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。</p>	データ種類	整備要領	火炎放射強度 [W/m <sup>2</sup> ]	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強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 <sup>2</sup> ]	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）		
データ種類	整備要領											
火炎放射強度 [W/m <sup>2</sup> ]	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強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 <sup>2</sup> ]	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）											

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（玄海3・4号炉）
<p> <math display="block">\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\}</math>                     ただし <math>m = \frac{H}{R} \approx 3</math> , <math>n = \frac{L_i}{R}</math> , <math>A = (1+n)^2 + m^2</math> , <math>B = (1-n)^2 + m^2</math> </p> <p> <math>\phi</math> : 各円筒火炎モデルの形態係数、<math>L_i</math> : 離隔距離 [m]、<math>H</math> : 火炎長 [m]、<math>R</math> : 燃焼半径 [m]                 </p> <p>                     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 <math>\phi_t</math> となる。                 </p> <p> <math display="block">\phi_t = (\phi_i + \phi_{i+1} + \phi_{i+2} \dots)</math> </p> <p> <math>\phi_t</math> : 各円筒火炎モデルの形態係数を合計した値                 </p> <p>                     なお、<math>i+(i+1)+(i+2)\dots+(i+x)</math> の火炎モデル数の合計は <math>F</math> 個となる。                 </p> <p> <b>3. 2. 7 危険距離の算出</b> </p> <p>                     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。                 </p> <p>                     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、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 <math>\phi</math> を求める。                 </p> <p> <math display="block">E = Rf \cdot \phi</math> </p> <p> <math>E</math> : 輻射強度 [W/m<sup>2</sup>]、<math>Rf</math> : 火炎輻射発散度 [W/m<sup>2</sup>]、<math>\phi</math> : 形態係数 <math>\phi &gt; \phi_t</math> となるように危険距離を算出する。                 </p> <p> <math display="block">\phi_t = \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\}</math>                     ただし <math>m = \frac{H}{R} \approx 3</math> , <math>n = \frac{L_t}{R}</math> , <math>A = (1+n)^2 + m^2</math> , <math>B = (1-n)^2 + m^2</math> </p> <p> <math>\phi_t</math> : 各火炎モデルの形態係数を合計した値、<math>L_t</math> : 危険距離 [m]、<math>H</math> : 火炎長 [m]、<math>R</math> : 燃焼半径 [m]                 </p>		

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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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>発電所に設置される防火帯の外縁（火炎側）か</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こと。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>許容温度の考え方並びにその根拠</li> <li>建物内部への影響</li> </ul> <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>(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>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。屋外の外部火災防護施設については、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。</p> <p>玄海では、屋外設備は配置上の考慮を行うことにより、安全機能を損なわない設計としている。</p> <p>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、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>(クラス1及びクラス2に属する屋内施設)</p> <p>a. 原子炉周辺建屋への熱影響</p> <p>火炎輻射強度 <math>500\text{kW}/\text{m}^2</math> に基づき算出する、防火帯の外縁（火炎側）から最も近く（400m）に位置する原子炉周辺建屋（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）の表面温度をコンクリート許容温度 <math>200^\circ\text{C}</math> 以下とすることで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の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>コンクリート壁以外の機器搬出入口等の建屋内近傍には、安全機能を有する施設を設置しないことにより安全施設の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>(クラス1及びクラス2に属する屋外施設)</p> <p>火炎輻射強度に基づき算出する温度を許容温度以下とするよう、適切に防護することで安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>b. 海水ポンプへの熱影響</p> <p>海水ポンプは海水ピット内に設置されており、海水ポンプモータの上端部は地面より下に位置しているため、EL.+11m以上に設置している屋外の危険物タンク等との間には、高低差があり、火災時に直接熱影響を受けないように配置上の考慮を行うことにより、海水ポンプの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>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（<math>14,750\text{kW}/\text{m}</math>（発火点1））により算出される防火帯幅 29.7m に対し、約 35m の防火帯幅を確保することにより外部火災防護施設の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>防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限としていることを確認した。</p> <p>① 森林火災の直接的な影響を受けるクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の危険距離につい</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（玄海3・4号炉）
<p>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 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>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>て評価を実施し、防火帯の外縁（火炎側）からの離隔距離を火炎輻射強度<math>500\text{kW}/\text{m}^2</math>に基づき算出する危険距離以上確保することにより、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の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>（a）クラス1及びクラス2に属する屋内施設 火炎輻射強度<math>500\text{kW}/\text{m}^2</math>に基づき危険距離を算出し、防火帯の外縁（火炎側）から最も近くに位置する原子炉周辺建屋までの距離（400m）を危険距離以上確保することで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計としている。</p> <p>（b）クラス1及びクラス2に属する屋外施設 海水ポンプは海水ピット内に設置されており、海水ポンプモータの上端部は地面より下に位置しているため、EL. +11m以上に設置している屋外の危険物タンク等との間には、高低差があり、火災時に直接熱影響を受けないように配置上の考慮を行うことにより、海水ポンプの安全機能を損なわない設計としている。</p> <p>補足説明資料において、防火帯の管理方針として防火帯の草地については、除草より延焼防止を図ることとし、防火帯管理の観点より、必要に応じてモルタル施工することが示されている。また、防火帯は表示札等で明確に区分することが示されている。（添付資料11） 防火帯内には延焼防止効果に影響を与えるような大型の可燃物を含む機器は、原則設置しない方針であるが、防火帯の位置設定においては発電所敷地内道路配置及び地形形状等を考慮して設定したことから、防火帯内の一部には他の法令要求等による少量の可燃物を含む機器等が存在する。このため防火帯内に設置された機器等の延焼防止効果への影響の有無を評価し、必要な対策を講ずる設計とすることとし、その管理方針が示されている。</p> <p>② FARSITE から出力される最大火線強度（<math>14,750\text{kW}/\text{m}</math>（発火点1））<sup>注f1</sup>により算出される防火帯幅29.7mに対し、約35mの防火帯幅を確保することにより外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。 防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限としていることを確認した。</p> <p>③ 防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限としていることを確認した。</p> <p>④ 延焼速度より、発火点から防火帯までの火炎到達時間<sup>注e1</sup>（0.45時間（発火点2））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、万が一の飛び火等による火炎の延焼を防止することで外部火災防護施設の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>

（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（玄海3・4号炉）
<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、火炎の強度・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>（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>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"> <li>・ パイプラインやそのバルブステーション</li> <li>・ 航行船舶</li> <li>・ 漂流船舶 など</li> </ul> <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>（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>（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>また、発電所に最も近い石油コンビナート地区は南東約12kmの唐津地区である。</p> <p>発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート以外の産業施設を調査した結果、唐津市及び玄海町に産業施設があるが、これらの産業施設は発電所からの離隔距離が確保されており、さらに、これらの産業施設と発電所の間には標高約120mの山林の障壁があり、火災時の熱輻射及びガス爆発による爆風圧による影響を受けるおそれはないことを確認した。</p> <p>原子炉施設から南へ約1kmのところに位置する一般国道204号線があるが、付近に石油コンビナート施設等はないことから、大量の危険物を輸送する可能性はないことを確認した。このため、一般国道204号線上で車両火災が発生したとしても、外部火災防護施設に影響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等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>a. 発電所敷地内に設置する危険物タンク等</p> <p>発電所敷地内に設置している屋外の危険物タンク等の設置状況については、「第1.10.3表 発電所敷地内に設置している屋外の危険物タンク等設置状況」及び「別添1、図3 評価対象危険物タンク等と外部火災防護施設位置図」にて確認した。【6条（外火）別添1-5】</p> <p>b. 発電所港湾内に入港する船舶</p> <p>対象の船舶について「別添1-添付資料10表1 評価に用いる諸元」および「別添1 図5船舶と外部火災防護施設位置図」で示されていることを確認した。</p> <p>③ 発電所敷地内に設置する危険物タンク等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>a. 発電所敷地内に設置する危険物タンク等（火災の想定）</p> <p>(a-1) 危険物タンク等の貯蔵量は、危険物施設として許可された貯蔵容量を超えない運用上の最大貯蔵量としている。</p> <p>(a-2) 離隔距離は、評価上厳しくなるようタンク等の位置からクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設までの直線距離としている。</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>(a-3) 危険物タンク等の破損等による防油堤内の全面火災を想定としている。</p> <p>(a-4) 火災は円筒火災モデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍としている。</p> <p>(a-5) 気象条件は無風状態としている。</p> <p>（評価対象範囲）</p> <p>評価対象は、発電所敷地内の屋外に設置する引火等のおそれのある危険物タンク等とすることを確認した。</p> <p>b. 危険物タンク等の火災の想定</p> <p>発電所敷地内に設置している屋外の危険物タンク等のうち、(a)燃料保有量、燃焼面積が最も多い危険物タンク等、(b)最もクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の近くに設置する危険物タンク等の観点から評価すべき危険物タンク等を選定し、火災を想定して外部火災防護施設の熱影響評価を実施している。</p> <p>(a) 屋外に設置し、燃料保有量及び燃焼面積が最も大きい危険物タンク</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・補助ボイラ燃料タンク</li> </ul> <p>危険物タンク火災による建屋の影響を軽減するために、貯蔵量の低減対策を実施している。</p> <p>(b) 屋外に設置し、最も外部火災防護施設の近くに設置している危険物タンク</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高温焼却炉燃料タンク</li> </ul> <p>危険物タンク火災による建屋の影響を軽減するために、貯蔵量の低減対策を実施している。</p> <p>燃料補給用のタンクローリについては、燃料補給時は監視人が立会を実施し、万が一の火災発生時は速やかに消火活動が可能であることから、評価対象から除外している。</p> <p>c. 発電所港湾内に入港する船舶火災の想定</p> <p>（火災の想定）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料保有量は満積とした状態としている。</li> <li>・離隔距離は、評価上厳しくなるよう荷揚岸壁からクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設までの直線距離としている。</li> <li>・船舶の燃料タンクの破損等による火災を想定し、燃焼面積は船舶の全長と船幅より四角形として算出している。</li> <li>・火災は円筒火災モデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3倍としている。</li> <li>・気象条件は無風状態としている。</li> </ul> <p>（評価対象範囲）</p> <p>燃料等輸送船が発電所港湾内に入港し荷揚岸壁に停泊する、大型の船舶である燃料等輸送船の火災により影響を受けるクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設を評価対象としていることを確認した。</p>
---	--	--

		<p>d. 船舶の火災影響評価</p> <p>海上交通としては、発電所沖合約4kmに博多（福岡市）－平（長崎県佐世保市）間等の定期航路があるが、発電所はこの航路の針路上になく、航路までの距離が離れていることから船舶の進入はないとしている。また、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の防波堤等に衝突して止まることから外部火災防護施設に影響はないとしている。</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（玄海3・4号炉）										
<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 火災の影響評価では以下を評価する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災の規模に対する原子炉施設の十分な防火機能</li> <li>(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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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）</li> <li>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。</li> </ul> </li> </ul> <p>【附属書B】 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 2. 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="201 1549 768 1785"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>輻射強度 [W/m<sup>2</sup>]</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>防油堤規模より求めた燃焼半径</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>	評価指標	内容	輻射強度 [W/m <sup>2</sup> ]	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	<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"> <li>壁面の熱伝導モデルや計算条件は保守的に設定</li> <li>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）</li> <li>物性データの出典</li> </ul>	<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。（添付資料5）</p> <p>（発電所周辺における石油コンビナート）</p> <p>(1) 火災時の影響評価 発電所周辺の危険物貯蔵施設と発電所の間には丘陵状の台地（標高差約120m）が障壁となり、火災時の輻射熱による影響を受けるおそれはないことを確認した。</p> <p>(2) 危険物貯蔵施設の爆発による原子炉施設への影響評価 丘陵状の台地（標高差約120m）が障壁となり、ガス爆発による爆風圧の影響は受けないことを確認した。</p> <p>また、10km圏内の危険物貯蔵施設においては、発電所敷地内の危険物タンクの容量を超えるものはないことを確認した。（表1）</p>
評価指標	内容											
輻射強度 [W/m <sup>2</sup> ]	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											



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（玄海3・4号炉）										
<table border="1" data-bbox="195 247 774 352"> <tr> <td>危険輻射強度 [W/m<sup>2</sup>]</td> <td>原子炉施設の外壁、天井スラブの輻射熱に対する耐熱性を輻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）</td> </tr> </table> <p data-bbox="195 422 774 716">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輻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、火災規模による輻射熱発散度の低減が無いものとする。</p> <p data-bbox="195 737 774 898">輻射熱に対する建物の危険輻射強度を調査し、輻射強度がその建物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（離隔距離）を確保するものとする。</p> <p data-bbox="195 961 507 989">2. 2. 2 評価対象範囲</p> <p data-bbox="195 1003 774 1077">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。</p> <p data-bbox="195 1140 477 1167">2. 2. 3 必要データ</p> <p data-bbox="195 1182 641 1209">評価に必要なデータを以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="195 1276 774 1472"> <thead> <tr> <th>データ種類</th> <th>整備要領</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>輻射発散度* [W/m<sup>2</sup>]</td> <td>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）</td> </tr> <tr> <td>*参考資料（3）</td> <td>文献等に無い場合には実測すること</td> </tr> <tr> <td>防油堤規模</td> <td>防油堤の縦及び横の大きさ</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="195 1545 537 1572">2. 2. 4 燃焼半径の算出</p> <p data-bbox="195 1587 774 1843">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。</p>	危険輻射強度 [W/m <sup>2</sup> ]	原子炉施設の外壁、天井スラブの輻射熱に対する耐熱性を輻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）	データ種類	整備要領	輻射発散度* [W/m <sup>2</sup> ]	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		
危険輻射強度 [W/m <sup>2</sup> ]	原子炉施設の外壁、天井スラブの輻射熱に対する耐熱性を輻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）											
データ種類	整備要領											
輻射発散度* [W/m <sup>2</sup> ]	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											

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（玄海3・4号炉）
$R = \frac{1}{\sqrt{\pi}} \times \sqrt{w \times d}$ <p>R: 燃焼半径 [m]、w: 防油堤幅 [m]、d: 防油堤奥行き [m]</p> <p>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。</p> $E = Rf \cdot \phi$ <p>E: 輻射強度 [W/m<sup>2</sup>]、Rf: 輻射発散度 [W/m<sup>2</sup>]、<math>\phi</math>: 形態係数</p> <p>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。</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 <math>m = \frac{H}{R} \approx 3</math> , <math>n = \frac{L}{R}</math> , <math>A = (1+n)^2 + m^2</math> , <math>B = (1-n)^2 + m^2</math></p> <p><math>\phi</math>: 形態係数、L: 危険距離 [m]、H: 炎の高さ [m]、R: 燃焼半径 [m]</p>		
<p>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</p> <p>【附属書B】</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>「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。</p>	<p>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（玄海3・4号炉）										
<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 気象条件は無風状態とする。</p> <p>B. ガス爆発の形態 高圧ガス漏洩、引火によるガス爆発</p> <p>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</p> <p>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。</p> <table border="1" data-bbox="181 1005 762 1152"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>危険限界距離 [m]</td> <td>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)</td> </tr> </tbody> </table> <p>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。</p> <p>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。</p> <table border="1" data-bbox="201 1537 795 1789"> <thead> <tr> <th>データ種類</th> <th>整備要領</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>石油類のK値</td> <td>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)</td> </tr> <tr> <td>貯蔵設備又は処理設備のW値</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table>	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)	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		
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)											
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											

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（玄海3・4号炉）
<div data-bbox="204 233 783 627" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <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（貯蔵能力が一トン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> </div> <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。</p> <p>3. 2. 4 危険限界距離の算出</p> <p>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。</p> $X = 0.04 \lambda \sqrt[3]{K \times W}$ <p>X：危険限界距離[m]、λ：換算距離 14.4[m・kg<sup>-1/3</sup>]、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]</p>		

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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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・爆発が発生し得る近隣の産業施設はないことを確認した。</p> <p>a. 石油コンビナート施設等の影響                      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ている。なお、発電所に最も近い石油コンビナート地区は南東約12kmの唐津地区である。                      発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート以外の産業施設を調査した結果、唐津市及び玄海町に産業施設があるが、これらの産業施設は発電所からの離隔距離が確保されており、さらに、これらの産業施設と発電所の間には標高約120mの山林の障壁があり、火災時の熱輻射及びガス爆発による爆風圧による影響を受けるおそれはないことを確認した。                      原子炉施設から南東へ約1kmのところに位置する一般国道204号線があるが、付近に石油コンビナート施設等はないことから、大量の危険物を輸送する可能性はない。このため、一般国道204号線上で車両火災が発生したとしても、外部火災防護施設に影響はないことを確認した。</p> <p>b. 火災時の影響評価                      発電所周辺の危険物貯蔵施設と発電所の間には丘陵状の台地（標高差約120m）が障壁となり、火災時の輻射熱による影響を受けるおそれはないことを確認した。                      発電用原子炉施設から南東へ約1kmのところに一般国道204号線があるが、付近に石油コンビナート施設等はないことから、大量の危険物を輸送する可能性はないことを確認した。このため、一般国道204号線上で車両火災が発生したとしても、安全施設に影響はないことを確認した。                      また、10km圏内の危険物貯蔵施設においては、発電所敷地内の危険物タンクの容量を超えるものはないことを確認した。</p> <p>c. 危険物貯蔵施設の爆発による原子炉施設への影響評価                      丘陵状の台地（標高差約120m）が障壁となり、ガス爆発による爆風圧の影響は受けないことを確認した。</p> <p>d. 発電所敷地内に設置する危険物タンク等の熱影響                      発電所敷地内に設置する危険物タンク等の火災による直接的な影響を受けるクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保、建屋による防護等により、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の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>(d-1) 原子炉周辺建屋及び燃料取替用水タンク建屋への熱影響</p> <p>(d-1-1) 補助ボイラ燃料タンク                      補助ボイラ燃料タンク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</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（玄海3・4号炉）
<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>		<p>射強度（2,047W/m<sup>2</sup>）で原子炉周辺建屋外壁が昇温されるものとして、算出する建屋（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）の表面温度をコンクリート許容温度 200℃注1 以下とすることで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計としている。許容温度を上回る場合は、貯蔵量低減対策を実施し、許容温度を下回る設計としている。</p> <p>(d-1-2) 高温焼却炉用燃料タンク                      高温焼却炉用燃料タンクを対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度（3,910W/m<sup>2</sup>）で燃料取替用水タンク建屋外壁が昇温されるものとして算出する建屋（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）の表面温度をコンクリート許容温度 200℃注1 以下とすることで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とする。許容温度を上回る場合は、貯蔵量低減対策を実施し、許容温度を下回る設計としている。</p> <p>(d-2) 海水ポンプへの熱影響                      海水ポンプは海水ピット内に設置されており、海水ポンプモータの上端部は地面より下に位置しているため、EL.+11m以上に設置している屋外の危険物タンク等との間には、高低差があり、火災時に直接熱影響を受けないように配置上の考慮を行うことにより、海水ポンプの安全機能を損なわない設計としている。</p> <p>e. 発電所港湾内に入港する船舶火災の熱影響                      「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、荷揚岸壁に停泊する船舶を選定し、船舶の燃料量とクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設との離隔距離を考慮して、輻射強度が最大となる火災を設定し、直接的な影響を受けるクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設への影響評価を実施し、離隔距離の確保及び建屋による防護等により、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の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>(e-1) 原子炉周辺建屋への熱影響                      燃料等輸送船を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で原子炉周辺建屋外壁が昇温されるものとして算出する建屋の表面温度をコンクリート許容温度 200℃注1 以下とすることで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計としている。</p> <p>注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>

(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（玄海3・4号炉）
<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るため、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"> <li>機種毎の空港位置、航路図、訓練空域図等</li> <li>離着陸回数、飛行回数、飛行距離、墜落事故データ等</li> <li>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</li> <li>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</li> </ul> <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>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毎に選定した航空機を対象に、直接的な影響を考慮することを確認した。</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おいて、過去の日本国内における航空機落下事故の実績をもとに、落下事故を航空機の種類及び飛行形態に応じてカテゴリに分類し、カテゴリ毎に落下確率を求めるとしていることを確認した。</p> <p>ここで、落下事故の実績がないカテゴリの事故件数は保守的に0.5回として扱うことを確認した。また、カテゴリ毎の対象航空機の民間航空機と自衛隊機又は米軍機では、訓練中の事故等、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く、かつ、民間航空機では火災影響は評価対象航空機の燃料積載量に大きく依存するとしていることを確認した。</p> <p>これらを踏まえて選定した落下事故のカテゴリと対象航空機を添付資料6で示されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において玄海3、4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基準について」（平成21・06・25原院第1号）に基づき評価を実施している。本評価で考慮する条件について、以下のとおり示されている。</p> <p>a. 計器飛行方式民間航空機の落下事故</p> <p>a-1 飛行場での離発着時における落下事故</p> <p>玄海3、4号炉は、別紙1に示すとおり、滑走路方向に対して±60°扇型区域から外れているため評価対象外としている。</p> <p>a-2 航空路を巡航中の落下事故</p> <p>玄海3、4号炉上空には、別紙2に示す評価対象航空路が存在している。</p> <p>b. 自衛隊機又は米軍機の落下事故</p> <p>b-1 自衛隊機又は米軍機の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</p> <p>玄海3、4号炉は、別紙2に示すとおり、自衛隊及び米軍の訓練空域外である。</p> <p>b-2 基地-訓練空域間を往復時の落下事故</p> <p>玄海3、4号炉は、別紙2に示すとおり、自衛隊機の想定飛行範囲内に存在している。</p> <p>c. 評価条件</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（玄海3・4号炉）
<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>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。</p> <p>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等が示されているか。</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。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・【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。</li> <li>・【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。</li> <li>・【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条に基づき設定されていること。</li> </ul>	<p>c-1 標的面積 玄海3、4号炉の標的面積を別紙3に示している。</p> <p>c-2 延べ飛行距離 延べ飛行距離を別紙4に示している。</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想定していることを確認した。</p> <p>④ 発電所敷地内に存在する危険物タンクのうち、燃料保有量が多く、直接原子炉施設を望むことができるタンク類を選定し、タンク内の燃料量と外部火災防護施設からの距離から、輻射強度が最大となる火災を想定していることを確認した。</p> <p>航空機落下による火災と発電所敷地内の危険物タンク等による火災の重畳を考慮する設計とすることを確認した。【説明資料（別添1-添付6-3、別紙5）】</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。</p> <p>1. 航空機墜落（火災の想定）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・航空機は燃料を満載した状態を想定する。</li> <li>・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。</li> <li>・気象条件は無風状態とする。</li> <li>・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。</li> </ul> <p>【説明資料（2.3：別添1-9）】</p> <p>（評価対象範囲）</p> <p>航空機の墜落は発電所敷地内であって落下確率10<sup>-7</sup>（回/炉・年）以上になる範囲のうちクラス1及びクラス2に属する外部火災防護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していることを確認した。カテゴリ毎の対象航空機の離隔距離を表4に確認した。【6条（外火）-別添1-9】</p>

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（玄海3・4号炉）
<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</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"> <li>・火災の規模に対する原子炉施設の十分な防火機能</li> </ul>	<p>「a」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>



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（玄海3・4号炉）														
<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"> <li>・ 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）</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p><b>【附属書C】</b>                      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="195 873 780 1341"> <thead> <tr> <th>評価指標</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>輻射強度 [W/m<sup>2</sup>]</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> <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<sup>-7</sup>（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輻射発散度が低減するが、本評価ガイドでは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</p> <p>評価対象範囲は、発電所敷地内であって墜落確率が 10<sup>-7</sup>（回/炉・年）以上になる範囲のうち</p>	評価指標	内容	輻射強度 [W/m <sup>2</sup> ]	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 <sup>-7</sup> （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		
評価指標	内容															
輻射強度 [W/m <sup>2</sup> ]	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 <sup>-7</sup> （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（玄海3・4号炉）										
<p>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="222 464 795 758"> <thead> <tr> <th>データ種類</th> <th>整備要領</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料量 [m<sup>3</sup>]</td> <td>最大搭載燃料量</td> </tr> <tr> <td>輻射発散度 [W/m<sup>2</sup>]</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<sup>-7</sup>（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> $\phi = \frac{1}{\pi} \tan^{-1} \left( \frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left[ \frac{(A - 2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[ \frac{A(n-1)}{\sqrt{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[ \frac{(n-1)}{\sqrt{(n+1)}} \right] \right]$ <p>ただし <math>m = \frac{H}{R} \approx 3</math> , <math>n = \frac{L}{R}</math> , <math>A = (1+n)^2 + m^2</math> , <math>B = (1-n)^2 + m^2</math></p> <p><math>\phi</math> : 形態係数、L: 離隔距離 [m]、H: 火炎の高さ [m]、R: 燃焼半径 [m]</p> <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>	データ種類	整備要領	燃料量 [m <sup>3</sup> ]	最大搭載燃料量	輻射発散度 [W/m <sup>2</sup> ]	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 <sup>-7</sup> （回/炉・年）以上になる地点		
データ種類	整備要領											
燃料量 [m <sup>3</sup> ]	最大搭載燃料量											
輻射発散度 [W/m <sup>2</sup> ]	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 <sup>-7</sup> （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（玄海3・4号炉）
<p style="text-align: center;"><math>E = Rf \cdot \phi</math></p> <p>E: 輻射強度 [W/m<sup>2</sup>]、Rf: 輻射発散度 [W/m<sup>2</sup>]、 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 [m<sup>3</sup>]、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（玄海3・4号炉）
<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>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>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することを確認した。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> <p>（建屋内）                      (a) 原子炉建屋及び原子炉補助建屋への熱影響                      落下事故のカテゴリ毎に選定した航空機を対象に火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度でクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の建屋外壁が昇温されるものとして算出する建屋の表面温度をコンクリート許容温度200℃（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）以下とすることで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とすることを確認した。                      カテゴリ毎の対象航空機の輻射強度を添付資料6で示されていることを確認した。</p> <p>（屋外）                      (b) 海水ポンプへの熱影響                      海水ポンプは取水ピット内に設置しており、海水ポンプの上端は地上表面に飛び出していないことから、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>② 熱影響評価の結果、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 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、補助ボイラ燃料タンクおよび高温焼却炉燃料タンクの燃料保有量を制限し、燃焼時間を短くすることにより、外壁温度を許容値以下とすることを確認した。</p> <p>a. 航空機墜落に起因する敷地内危険物タンク等の火災の熱影響                      航空機墜落による火災のうち評価結果が最も厳しい自衛隊機又は米軍機のCH-47JAと、敷地内危険物タンク等の火災のうち評価結果が最も厳しい補助ボイラ燃料タンクについて、同時に火災が発生した場合を想定し、火災が発生してから燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度でクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の建屋外壁が昇温されるものとして算出する建屋の表面温度がコンクリート許容温度200℃<sup>注1</sup>以下とすることで、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計としていることを確認した。許容温度を上回る場合は、貯蔵量低減対策を実施し、許容温度を下回る設計としていることを確認した。</p> <p>注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</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 (玄海3・4号炉)
		守的な温度

(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（玄海3・4号炉）
<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 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 (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) 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 火災の二次的影響として以下を考慮する。 ・ 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 (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 (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>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するとしているか。</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>火災に伴い発生を想定する二次的影響として、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。</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>なお、発電所周辺地域からの有毒ガスによる影響は、主要道路、鉄道路線、一般航路及び石油コンビナート施設等からが想定されるが、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。【添付資料9】</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 (1) 森林火災 評価パラメータとして以下を評価する。</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>

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（玄海3・4号炉）
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ばい煙等への対策</li> <li>（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。</li> <li>・ ばい煙等への対策</li> <li>・ 爆発規模から想定される爆風と飛来物への対策</li> <li>（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。</li> <li>・ ばい煙等への対策</li> </ul>		
<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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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る。</li> </ul> <p>（2）近隣の産業施設の火災・爆発</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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る。</li> </ul> <p>（3）航空機墜落による火災</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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ること。</li> </ul>	<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>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プ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>① 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。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>外気を取り込むクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設を抽出したうえで、添付資料8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クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわ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> <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、安全補機開閉器室空調装置、ディーゼル発電機室換気装置、中央制御室換気空調設備、中間補機棟空調装置、主蒸気主給水管室空調装置、出入管理室空調装置、試料採取室空調装置、燃料取扱棟空調装置、廃棄物処理建屋空調装置、補助建屋空調装置及び格納容器空調装置がある。</p> <p>（ばい煙）</p> <p>これら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）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粒子については、平型フィルタにより侵入を阻止することでクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の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>なお、外気取入ダンプ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空調設備、安全補機開閉器室空調装置及び中間補機棟空調装置については、外気取入ダンプを閉止し、閉回路循環運転を行うことでクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計としている。また、主蒸気主給水管室空調装置は、外気取入ダンプを閉止し、外気取入れを遮断することでクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の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>（有毒ガス）</p> <p>閉回路循環運転が可能である中央制御室換気空調設備、安全補機開閉器室空調装置及び中間補機棟空調装</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（玄海3・4号炉）
		<p>置については、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クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の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>また、中央制御室換気空調設備、安全補機開閉器室空調装置及び中間補機棟空調装置以外の換気空調設備については、空調ファンを停止すること等によりクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の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>b. ディーゼル発電機</p> <p>ディーゼル発電機機関の吸気消音器に付属するフィルタ（粒径120<math>\mu</math>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<math>\mu</math>m～10<math>\mu</math>m程度のばい煙粒子が過給機、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わない設計としていることを確認した。</p> <p>c. 海水ポンプ</p> <p>海水ポンプモータは電動機本体を全閉構造とし、空気冷却器を電動機の側面に設置して電動機内部に外気を直接取り込まない全閉外扇形の冷却方式であるため、ばい煙が電動機内部に侵入することはないことを確認した。</p> <p>また、空気冷却器冷却管の内径は約17mmであり、ばい煙粒子の粒径はこれに比べて十分に小さく、閉塞を防止することにより海水ポンプの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>d. 主蒸気逃がし弁、排気筒等</p> <p>主蒸気逃がし弁は、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、主蒸気逃がし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逃がし弁の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>また、排気筒及び主蒸気安全弁については、主蒸気逃がし弁と同様に、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わない設計としていることを確認した。</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、安全補機開閉器室空調装置にて空調管理されており、本空調装置の外気取入口には平型フィルタ（主として粒径が5<math>\mu</math>mより大きい粒子を除去）が設置されているが、これに加えて下流側にさらに細かな粒子を捕獲可能な粗フィルタ（主として粒径が5<math>\mu</math>mより小さい粒子を除去）が設置されていることを確認した。このため、ばい煙に対する防護性能は他の換気空調設備に比べて高いことから、室内に侵入したばい煙は粒径が極めて細かな粒子となっている。</p> <p>したがって、極めて細かな粒子のばい煙が侵入した場合において、ばい煙の付着による短絡等を発生させる可能性は小さいことにより安全保護系計装盤の安全機能を損なわない設計とな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（玄海3・4号炉）
		<p>f. 制御用空気圧縮機</p> <p>制御用空気圧縮機が設置されている部屋は、中間補機棟換気装置にて空調管理されており、本換気装置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、これに加えて下流側にさらに細かな粒子を捕獲可能な粗フィルタ（主として粒径が5μmより小さい粒子を除去）が設置されていることを確認した。このため、ばい煙に対する防護性能は他の換気空調設備に比べて高いことから、室内に侵入したばい煙は粒径が極めて細かな粒子となっている。</p> <p>したがって、ばい煙が侵入した場合にも、ばい煙の付着により機器内の損傷を発生させる可能性は小さいことにより制御用空気圧縮機の安全機能を損なわない設計となっていることを確認した。</p> <p>② 外部火災防護施設のうち、<u>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</u>ことを確認した。</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空調設備については、外気取入ダンパを閉止し、閉回路循環運転を行うことでクラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>また、中央制御室換気空調設備及び緊急時対策所（EL.32m）換気設備については、外気取入遮断時の室内に滞在する人員の環境劣化防止のため、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、クラス1及びクラス2に属する外部火災防護施設の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 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消防要員による屋外消火栓等を用いた消火活動が可能であり、火災の延焼を防止することで外部火災防護施設の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、防火帯の維持・管理並びにばい煙及び有毒ガス発生時の対応を適切に実施するための対策を火災防護計画に方針を定めていることを確認した。</p> <p>(1) 初期消火活動においては、手順を整備し、火災発生現場の確認、中央制御室への連絡、消火栓、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等を用いた初期消火活動を実施することとしていることを確認した。</p>

玄海3・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、爆発性又は可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（玄海3・4号炉）
<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可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>&lt;解釈&gt;</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、区域を設定し、その区域を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、警備員による巡視、監視等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、映像等を集中監視するための探知施設を設けるとともに、核防護措置に関する関係機関等との通信連絡を行う設計とすることを確認した。</p> <p>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可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。爆発性又は可燃性を有する物件等については、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。</p> <p>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不法な接近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、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、電気通信回路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>

玄海3・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）

第八条 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-5
2. 1. 火災の発生防止に係る設計方針	8 内火-7
2. 1. 1. 火災発生防止対策	8 内火-7
2. 1. 2. 不燃材料等の使用	8 内火-18
2. 1. 3. 自然現象への対策	8 内火-27
2. 2. 火災の感知及び消火に係る設計方針	8 内火-29
2. 2. 1. 火災感知設備及び消火設備	8 内火-29
2. 2. 2. 自然現象	8 内火-48
2. 2. 3. 消火設備の誤作動又は誤動作	8 内火-51
2. 3. 火災の影響軽減に係る設計方針	8 内火-52
2. 3. 1. 火災の影響軽減対策	8 内火-52
2. 3. 2. 火災影響評価	8 内火-63
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-64

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（玄海3・4号炉）
<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くとする場合、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"> <li>・ 環境条件から火災が発生しない</li> <li>・ 不燃材料で構成されている</li> <li>・ フェイルセーフ設計のため機能に影響を及ぼさない</li> <li>・ 代替手段により機能を達成できる</li> </ul> <p>&lt;BWR&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。）</li> </ul>	<p>① <u>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</u>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。（資料2）</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>反応度制御機能</li> <li>1次冷却系統のインベントリと圧力の制御機能</li> <li>崩壊熱除去機能</li> <li>プロセス監視機能</li> <li>サポート（電源、補機冷却水、換気空調等）機能</li> </ol> <p>② <u>発電用原子炉施設において火災を想定した場合に、火災を起因とする事象に対して機能要求が必須でない機器、代替手段により同一機能を確保できる機器、火災による誤動作を考慮しても原子炉の安全停止に影響を及ぼさない機器及び安全停止を達成する系統上のタンク等の不燃材で構成される機器等については、火災から防護する対象として抽出しない方針としている</u>ことを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設に火災の発生を想定した場合に、以下の機器は、必要となる安全機能が損なわれなことから「安全機能を有する機器等」から除外できることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>火災起因事象において、当該機器の安全機能が原子炉の安全停止に必須でない機器（原子炉格納容器スプレイ系統等）</li> <li>代替手段により同一機能を確保できる機器（上流で隔離可能な弁等）</li> <li>火災による誤動作を考慮しても原子炉の安全停止に影響を及ぼさない機器（制御棒等）</li> <li>安全停止を達成する系統上のタンク等の不燃材で構成される機器（タンク、安全弁等）</li> </ol> <p>④ 補足説明資料において、安全重要度分類審査指針（除外理由込み）との対比、系統概要図、配置図等にて防護する対象が整理され示されている。</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（玄海3・4号炉）
	<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>（資料2）</p> <p>添付資料1 運転状態の整理</p> <p>添付資料2 原子炉の安全停止に必要な系統 高温停止及び低温停止の達成とその後の低温停止を維持するために必要な機能を整理し、その機能を達成するために必要な系統及び機器を網羅的に抽出している（運転モードの抽出他）。</p> <p>添付資料3 保安規定に基づく必要なプロセス監視計器の選定について</p> <p>添付資料6 原子炉の安全停止に必要な設備における換気空調設備の抽出について</p> <p>添付資料7 原子炉の安全停止に必要な設備における格納容器スプレイシステムの必要性について</p> <p>添付資料4 原子炉の安全停止に必要な機器リスト</p> <p>添付資料5 重要度分類審査指針との比較</p> <p>添付資料11 火災防護と溢水防護における防護対象の比較について</p> <p>（資料10）</p> <p>添付資料1 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能</p> <p>添付資料2 重要度分類審査指針に基づく放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する設備</p> <p>添付資料3 放射性物質貯蔵等の機器等の配置を明示した図面</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すると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するとしていることを確認。</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、安全機能を有する機器等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、「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、火災区域として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</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 (玄海 3・4 号炉)
	<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>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。</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（玄海3・4号炉）
<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。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。</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いることを確認。</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"> <li>・ 事業者の組織内における責任の所在。</li> <li>・ 同計画を遂行する各責任者に委任された権限。</li> <li>・ 同計画を遂行するための運営管理及び要員の確保。</li> </ul> <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"> <li>・ 火災の発生を防止する。</li> <li>・ 火災を早期に感知して速やかに消火する。</li> <li>・ 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。</li> </ul>	<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。</p> <p><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） 発電用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実施する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>a. 火災区域及び火災区画の設定</li> <li>b. 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</li> <li>c. 火災から防護すべき原子炉の安全停止に必要な機器等</li> <li>d. 火災から防護すべき放射性物質貯蔵等の機器等</li> <li>e. 火災の発生防止対策</li> <li>f. 火災感知設備</li> <li>g. 消火設備</li> <li>h. 火災の影響軽減対策</li> <li>i. 火災影響評価</li> </ol> <p>（訓練） 発電用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、消火器及び水による初期消火活動等について、所員による消防訓練、消防要員等による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</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（玄海3・4号炉）
<p>② 火災を早期に感知して速やかに消火する。</p> <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>		<p>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を確認した。</p> <p>具体的には、発電用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の多様性拡張設備、その他の発電用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（玄海3・4号炉）
<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>補足説明資料において、ガスポンベの設置状況が整理されそれぞれの用途等が示されている。（資料1 参考資料2）</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。（資料1）</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（玄海3・4号炉）
<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>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とともに、オイルパン、ドレンリム堰又は油回収装置を設置し、漏えいした潤滑油及び燃料油が拡大することを防止する設計とすることを確認した。</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>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、「④防爆」に示す漏えいの防止、拡大防止対策を講じる設計とすることを確認した。</p>
	<p>（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。</p>	<p>—</p>

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（玄海3・4号炉）
<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>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、発電用原子炉施設の安全機能を損なわないよう、潤滑油及び燃料油を内包する設備と発電用原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器は、壁等の設置及び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>（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水素を内包する設備の火災により、発電用原子炉施設の安全機能を損なわないよう、水素を内包する設備と発電用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（玄海3・4号炉）
	<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、</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（玄海3・4号炉）
<p>③換気 換気ができる設計であること。</p>	<p>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>（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 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。 具体的には、火災の発生を防止するために、補助建屋給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、換気設備の電源について常用/非常用の別が示されている。（資料1）</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。（資料1）</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、弁並びに「⑤貯蔵」に示す混合ガスボンベ及び水素ボンベを設置する火災区域は、火災の発生を防止するために、以下に示す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、燃焼限界濃度以下とでき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、換気設備の運転状態の確認、換気設備の追加起動等を実施する手順を整備し、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、非常用電源から給電される安全補機開閉器室空調ファン、中間補機棟空調ファン、蓄電池室（安全系）排気ファン、蓄電池室（非安全系）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以下とするよう設計する。</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、非常用電源から給電される補助建屋給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、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。</p> <p>(3) 体積制御タンク 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、非常用電源から給電される補助建屋給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、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。</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（玄海3・4号炉）
		<p>(4) 混合ガスボンベ及び水素ボンベ  「⑤貯蔵」に示す混合ガスボンベ及び水素ボンベを設置する火災区域は、補助建屋給気ファン及び補助建屋排気ファン又は試料採取室給気ファン及び試料採取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以下とするよう設計する。</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以下の雰囲気となるように給気ファン及び排気ファンで換気されるが、給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。</p> <p>④ 補足説明資料において、換気設備の電源について常用/非常用の別が示されている。（資料1）</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。（資料1）</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（玄海3・4号炉）
<p>④防爆</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> </ul>	<p>漏えい防止等の火災発生防止措置により、爆発性雰囲気を形成するおそれがないとして、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）爆発性雰囲気を形成するおそれのない場合</p> <p>（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、爆発性の雰囲気を形成しないことを確認（引火点&gt;室内温度、運転温度）。</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、オイルパン等を設置し、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、爆発性の雰囲気を形成するおそれはないことを確認した。</p> <p>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。（資料1）</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、ポンベ等については、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水素を内包する以下の設備は、「③換気」に示す機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計するとともに、以下に示す溶接構造等により、水素の漏えいを防止する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 気体廃棄物処理設備 気体廃棄物処理設備の配管等は、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の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。</li> <li>・ 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の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。</li> </ul> <p>② 「③換気」に示す機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する</p> <p>③ 「⑤貯蔵」に示す混合ガスポンベ及び水素ポンベは、ポンベ使用時に職員がポンベ元弁を開弁し、通常時は元弁を閉弁する運用とする。</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（玄海3・4号炉）
	<p>爆発性の雰囲気形成の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）爆発性雰囲気形成のおそれのある場合</p> <p>① 「爆発性の雰囲気形成のおそれのある」について、定義を明確にしていることを確認。</p> <p>（例）</p> <p>「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）のとおり爆発性雰囲気形成することが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69条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性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10条、第11条に基づく接地を施す設計とする。</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（玄海3・4号炉）
<p>⑤貯蔵</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<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 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及び燃料油貯蔵タンクがある。これらは、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> <p>発火性又は引火性物質である水素の貯蔵機器としては、以下に示す混合ガスボンベ及び水素ボンベがあり、これらボンベは予備を設置せず、必要な本数のみを貯蔵する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素を含有した化学分析装置の水素計校正用混合ガスボンベ</li> <li>試料の濃度測定用水素ボンベ</li> </ul>

（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（玄海3・4号炉）
<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。 （例） 「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>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> <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 火災区域において可燃性の蒸気が滞留するおそれがある場合は、使用する作業場所の局所排気を行うとともに、建屋の給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、有機溶剤は必要な量以上に持ち込まない管理を行う手順を定めることを確認した。  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、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、監視人の配置等の火気作業の管理を行う。</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（玄海3・4号炉）
<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。具体的には、火花を発生するおそれのある設備として、直流電動機とディーゼル発電機のブラシがあるが、ブラシは金属製の本体内に収納する等の対策を行い、設備外部に出た火花が発火源となる設備を設置しないことを確認した。</p> <p>② 発電用原子炉施設には、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（玄海3・4号炉）
<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>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>水素を内包する設備等を設置する火災区域においては、「(1)③換気」に示すように、水素の換気及び漏えい検知等の対策を図ることにより、水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計するとともに、水素を内包する設備は、溶接構造等により雰囲気への水素の漏えいを防止する設計とする。</p> <p>① 水素を内包する設備を設置する火災区域については、「(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以下とするよう設計するとともに、水素を内包する設備は、溶接構造等により雰囲気への水素の漏えいを防止する設計とすることを確認した。</p> <p>② 水素ガス検知器を設置し、水素の燃焼限界濃度である4 vol%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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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4 vol%の1/4以下の濃度にて、警報を発する設計とする。</li> <li>・ 活性炭式希ガスホールドアップ装置を設置する火災区域 体積制御タンクよりパージされる水素廃ガスを処理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4 vol%の1/4以下の濃度にて、警報を発する設計とする。</li> <li>・ 蓄電池を設置する火災区域 充電時に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、水素の燃焼限界濃度である4 vol%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。</li> </ul> <p>「(1)⑤貯蔵」に示す混合ガスボンベ及び水素ボンベを設置する火災区域については、通常時は元弁を閉弁する運用とし、「(1)③換気」に示す機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計することから、水素ガス検知器は設置し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、設置場所の図面により設置状況が示されている。</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（玄海3・4号炉）
<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>&lt;BWR&gt;</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発生する水素の蓄積防止の対策を図ることを確認した。                      具体的には、加圧器以外の1次冷却材は、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ことを確認した。また、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以下とするよう設計する。</p> <p>② ー</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（玄海3・4号炉）
<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確認。</p> <p>② 単線結線図などを用いて設置箇所が示されているか。</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及び焼損を防止するために、保護継電器及び遮断器により、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> <p>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。（資料1）</p>

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（玄海3・4号炉）
<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いずれかの設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>

（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（玄海3・4号炉）
<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>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>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。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> <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"> <li>・ 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、金属で覆われた狭隘部に設置し直接火炎に晒されることはないこと</li> <li>・ 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</li> </ul>

（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（玄海3・4号炉）
<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、<b>建屋内の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</b>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。（資料1）</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（玄海3・4号炉）
<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 ・ 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。 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た、当該構築物、系統及び機器における火災に起因し</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>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。 ・ 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、</p>	<p>① 安全機能を有する機器に使用する<b>難燃ケーブルは、実証試験によりケーブル単体で自己消火性及び延焼性を確認したケーブルを使用する</b>ことを確認した。 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、難燃ケーブルの使用対象箇所及び確認方法が示されている。また、ケーブル区分毎に難燃性適合状況が示されている。（資料1 添付資料2） また、安全機能を有する光ファイバーケーブルの使用箇所が示されている。（資料4 添付資料1）</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。（資料4）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。（資料4 添付資料2）</p> <p>③ <b>ただし、核計装用ケーブルは難燃ケーブルではないが、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、両端は耐火性を有する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。</b></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必要があることから、難燃ケーブルではなく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。</p> <p>（基準上の延焼性と同等である理由） 耐火性を有する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、核計装用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、チャンネルごとに専用電線管で収納し、耐火性を有するシール材により酸素の供給防止を講じた核計装用ケーブルは、IEEE383 垂直トレイ燃焼試</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（玄海3・4号炉）
<p>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。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>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> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <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"> <li>・火災の発生防止に係る設計方針                     <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 核計装用ケーブルを電線管へ収納（川内、伊方、高浜）</li> <li>(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）</li> </ul> </li> <li>・火災感知設備の設計方針                     <ul style="list-style-type: none"> <li>(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）</li> </ul> </li> <li>・火災の影響軽減に係る設計方針                     <ul style="list-style-type: none"> <li>(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）</li> </ul> </li> </ul> </div>	<p>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敷設概要図が示されている。（資料1、資料4 添付資料3）</p> <p>④ 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（玄海3・4号炉）
	<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"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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た設計方針が示されていること</li> </ul>	



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 (玄海 3・4 号炉)
	<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>－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。</li> </ul> </li> <li>(例：燃焼の 3 要素のうち熱 (火災) 及び酸素量を抑制するため、防火シートにより火災を遮るとともに、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)</li> <li>－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。その際、以下の点が考慮されているか。 <ul style="list-style-type: none"> <li>i) 火災の状況が適切に想定されているか。</li> <li>(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災による火災の想定)</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>(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</li> </ul> </li> </ul>	

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（玄海3・4号炉）
	<p>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>	

（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（玄海3・4号炉）
<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、ガラス繊維等の不燃性材料又は「JISL1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」や「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）」を満足する難燃性材料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（玄海3・4号炉）
<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>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及び確認方法が示されている。また、保温材毎に不燃性適合状況が示されている。（資料1 添付資料3）</p> <p>② 安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する保温材は、けい酸カルシウム、ロックウール、セラミックファイバ、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。</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（玄海3・4号炉）
<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。                      （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。                      （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。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）の使用対象箇所及び確認方法が示されている。また、建屋内装材（不燃性）毎に不燃性適合状況が示されている。（資料1添付資料4）</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不燃性材料、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、以下の理由により難燃性材料であるコーティング剤を使用する設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 不燃材料であるコンクリートに塗布すること</li> <li>・ 火災により燃焼し難く著しい燃焼をしないこと</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul> <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発火した場合においても、原子炉の安全停止に必要な機器に火災を生じさせるおそれが小さいことが示されている。（資料1添付資料4別紙1）</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（玄海3・4号炉）
<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 設置許可基準規則第6条において評価した発電用原子炉施設に想定される自然現象（14事象）は、落雷、地震、津波、火山、森林火災、竜巻、風（台風）、凍結、降水、積雪、生物学的事象、地滑り、洪水及び高潮である。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、発電用原子炉施設の安全機能を損なわないように防護することで、火災の発生防止を行う設計とする。</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、火山についても、火山から発電用原子炉施設に到達するまでに火山灰等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。地滑り、洪水及び高潮は、発電用原子炉施設の地形を考慮すると、発電用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。</p> <p>したがって、落雷、地震について、これら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。</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（玄海3・4号炉）
<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>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 建築物等の避雷保護」又は「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。</p> <p>【避雷設備設置箇所】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器</li> <li>・原子炉周辺建屋</li> <li>・原子炉補助建屋</li> <li>・タービン建屋</li> <li>・補助ボイラ煙突</li> <li>・原水タンク</li> <li>・廃棄物処理建屋</li> <li>・雑固体溶融処理建屋</li> <li>・雑固体焼却炉建屋</li> <li>・固体廃棄物貯蔵庫</li> </ul>

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（玄海3・4号炉）
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 開閉所（架空地線）</li> <li>・ 燃料取替用水タンク建屋</li> </ul> <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。</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。（資料1）</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（玄海3・4号炉）
<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 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を確認した。</p> <p>② 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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 型式毎の作動原理、特徴、適用箇所等に整理</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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。）</li> </ul> <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、<b>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</b>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、想定される火災の性質としては、火災は炎が生じる前に発煙する等があることを確認した。</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。（資料5）</p> <p>添付資料3 火災感知器の型式毎の特徴等</p> <p>添付資料2 防爆型火災感知器</p> <p>添付資料4 火災感知設備の設置種別</p> <p>添付資料5 火災感知器設備の型式毎の基準適合比較</p> <p>添付資料3、別紙3 光ファイバの温度監視装置（仕様、測定原理等）</p> <p>添付資料3、別紙4 光ファイバ温度監視装置の性能評価</p> <p>添付資料6 火災感知器の配置を明示した図面</p> <p>③ <b>発火源がなく可燃物を置かない運用とする火災区域又は火災区画には、火災感知器を設置しない</b>ことを確認した。</p> <p>使用済燃料ピット及び使用済樹脂貯蔵タンク室は、火災感知器を設置しない設計とする理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>(1) 使用済燃料ピット</p> <p>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ていることから、使用済燃料ピット内では火災は発生しない。このため、使用済燃料ピット内には、火災感知器を設置し</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（玄海3・4号炉）
		<p>ない設計とする。</p> <p>(2) 使用済樹脂貯蔵タンク室 使用済樹脂貯蔵タンクは、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、使用済樹脂貯蔵タンク室は、コンクリートで覆われ、発火源となる可燃物がないことから、火災が発生するおそれはない。</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（玄海3・4号炉）
<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>（参考）</p> <p>(1) 火災感知設備について 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"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <p>（誤作動を防止するための方策）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、か</li> </ul>	<p>（1）早期に火災を感知するための方策 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ないように、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>① <u>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。</u></p> <p>火災感知設備の火災感知器は、「(1)①火災感知器の環境条件等の考慮」の環境条件等を考慮し、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、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、又は非アナログ式の炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせる設計とすることを確認した。また、炎感知器はアナログ式ではないが、炎が発する赤外線または紫外線を感知するため、煙や熱と比べて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ことを確認した。</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>1) 火災報知盤は、アナログ式の火災感知器が接続可能であり、作動した火災感知器を1つずつ特定できる機能</p> <p>(2) 機械空調による環境の維持により誤作動が起き難く、かつ、水素の漏えいの可能性が否定できない場所に設置する感知器は、非アナログ式の密閉性を有する防爆型の火災感知器とし、これを1つずつ特定できる機能</p> <p>(3) 降水等の浸入による誤作動が想定される屋外に設置する感知器は、誤作動を防止するために非アナログ式の屋外仕様の火災感知器とし、これを1つずつ特定できる機能</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（玄海3・4号炉）
<p>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> <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>（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>① <u>感知器の誤作動を防止するため、平常時の状況（温度、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"> <li>・ 原則自己診断機能を有するものを設置する設計とする。</li> <li>・ 自己診断機能の無い防爆型等の火災感知器は、機能に異常が無いことを確認するために、定期的に実作動試験を実施する。</li> </ul> <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>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>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、誤作動しやすくなるなど火災感知器として有効に機能しない場合がある。そのため、そのような火災区域又は火災区画には、環境を考慮し、以下の1. から3. の火災感知器を組み合わせて設置することにより、十分な保安水準が確保される</u>ことを確認した。</p> <p><u>1. 屋外エリアでは、降水等の侵入による火災感知器の故障を防止するため、「非アナログ式であり防爆型の熱感知器」及び「非アナログ式であり防爆型の炎感知器（赤外線方式）」を設置する</u>ことを確認した。</p> <p>屋外エリアは、火災による煙は周囲に拡散し、煙感知器による火災感知は困難であることから、熱感知器と非アナログ式の炎感知器（赤外線）を選定する。</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（玄海3・4号炉）
		<p>さらに、降水等の浸入により火災感知器の故障が想定されるため、火災感知器の故障を防止する観点から、降水等の浸入を防止できる非アナログ式の防爆型の熱感知器及び非アナログ式の防爆型の炎感知器（赤外線）を選定する。</p> <p>2. 引火性又は発火性の雰囲気を形成するおそれのある場所では、火災感知器の作動時の爆発を防止するため、「非アナログ式であり防爆型の煙感知器」及び「非アナログ式であり防爆型の熱感知器」を設置することを確認した。</p> <p>3. 「非アナログ式である炎感知器（赤外線方式）」は、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し、また、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を設置すること及び防爆型とすることを確認した。</p> <p>放射線量が高い場所は、アナログ式の火災感知器を設置する場合、放射線の影響により火災感知器の故障が想定される。このため、火災感知器の故障を防止する観点から、放射線の影響を考慮した非アナログ式の熱感知器を選定する。</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ており、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>(1) 原子炉格納容器            原子炉格納容器は、水素が発生するような事故を考慮して、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。            また、原子炉格納容器ループ室及び加圧器室に設置する火災感知器は、放射線による影響を考慮した非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。</p> <p>(2) 体積制御タンク室、活性炭式希ガスホールドアップ装置エリア及び蓄電池室            通常運転中において気相部に水素を封入する体積制御タンク室及び体積制御タンクよりパージされる水素廃ガスを処理する活性炭式希ガスホールドアップ装置エリアは、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。            充電時に水素発生のおそれがある蓄電池室も、非アナログ式の防爆型の煙感知器及び非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。</p> <p>(3) 海水ポンプエリア            海水ポンプエリアは屋外であるため、非アナログ式の防爆型の熱感知器及び非アナログ式の防爆型の炎感知器（赤外線）を設置する設計とする。</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（玄海3・4号炉）
		<p>補足説明資料において、開放空間であることを踏まえて炎感知器監視範囲概略図等が示されている。（資料5添付資料5）</p> <p>(4) ディーゼル発電機燃料油貯油そうエリア及び燃料油貯蔵タンクエリア ディーゼル発電機燃料油貯油そうエリア及び燃料油貯蔵タンクエリアは、タンク内部の燃料が気化することを考慮し、非アナログ式の防爆型の熱感知器及び非アナログ式の防爆型の煙感知器を設置する設計とする。</p> <p>(5) フロアケーブルダクト フロアケーブルダクトは、アナログ式の煙感知器を設置するとともに、ケーブルダクトの火災を早期に感知する観点から、熱感知器と同等の性能を有する光ファイバ温度監視装置をケーブル近傍に設置する設計とする。</p> <p>補足説明資料において、フロアケーブルダクトの火災感知器設置概要図が示されている。（資料5）</p> <p>(6) 海水管トレンチエリア 海水管トレンチエリアは、火災防護対象ケーブルを電線管内に敷設するため、火災防護対象ケーブルの火災を想定した場合は、電線管周囲の温度が上昇するとともに、電線管内部に煙が発生する。このため、海水管トレンチエリアは、電線管周囲の熱を熱感知器と同等に感知できる光ファイバ温度監視装置を電線管近傍に設置するとともに、電線管を接続するプルボックス内にアナログ式の煙感知器を設置する設計とする。 また、海水ストレーナが設置される場所は、屋外であるため非アナログ式の防爆型の熱感知器及び非アナログ式の防爆型の炎感知器（赤外線）を設置する設計とする。</p> <p>補足説明資料において、奥行きが長い廊下であることを踏まえて海水管トレンチの火災感知範囲や火災感知器の設置概要図等が示されている。（資料5）</p> <p>補足説明資料において、非アナログ式の防爆型について、接点構造を持たないなどガスまたは蒸気に点火しない構造であることが示されている。（資料5添付資料4）</p> <p>② 感知器はそれぞれ誤作動を防止するため、熱感知器は周囲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知する赤外線方式のものを採用し、煙感知器は蒸気等が充満する場所に設置しないことを確認した。</p> <p>・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。また、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爆型の炎感知器を採用する。</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（玄海3・4号炉）
<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。</p> <p>火災区域又は火災区画の火災感知設備に供給する電源は、ディーゼル発電機が接続されている非常用電源より供給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、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）電源供給が可能となる容量とすることが示されている。</p> <p>この時間は外部電源喪失時にディーゼル発電機から電力が供給開始される時間（約12秒）及び全交流動力電源喪失時に大容量空冷式発電機から電源が供給される時間（25分程度）に比べて十分長い時間である。</p> <p>また、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に供給する電源は、ディーゼル発電機が接続されている非常用電源より供給する設計とすることが示されている。</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（玄海3・4号炉）
<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。</p> <p>火災感知設備の火災報知盤は、中央制御室に設置し、火災感知設備の作動状況を常時監視できる設計とする。</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（玄海3・4号炉）
<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 補足説明資料において、消火設備の使用、特徴、起動ロジックについて示されている。（資料6 添付資料2～11）</p> <p>添付資料2、3、4 全ハロン設備 添付資料8、9 二酸化炭素消火設備 添付資料11 水消火設備</p> <p>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。</p> <p>添付資料5 狭隘な場所への消火の有効性</p> <p>添付資料6 全域ハロン消火設備の消火能力</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については、基本的に、火災発生時の煙の充満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な場所として選定することを確認した。また、中央制御室のうちフロアケーブルダクトは、消火活動が困難な場所として選定することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、消火活動が困難となる考え方が示されている。（資料1-3）</p> <p>② 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、中央制御室からの手動操作が可能な消火設備又は自動消火設備である全域ハロン消火設備等を設置することを確認した。</p> <p>具体的に、火災発生時の煙の充満等により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備は、以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災発生時の煙の充満により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画は、中央制御室からの手動操作による固定式消火設備である全域ハロン消火設備又は自動消火設備である全域ハロン自動消火設備を設置し消火を行う設計とする。</li> <li>ただし、以下の火災区域又は火災区画は、上記と異なる消火設備を設置し消火を行う設計とする。             <ul style="list-style-type: none"> <li>a. ディーゼル発電機室 ディーゼル発電機室は、人が常駐する火災区域ではないため、全域ハロン消火設備等は設置せず、二酸</li> </ul> </li> </ul>

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（玄海3・4号炉）
		<p>化炭素自動消火設備を設置する設計とする。</p> <p>b. 原子炉格納容器 中央制御室からの手動操作による固定式消火設備又は自動消火設備を適用する場合は、原子炉格納容器内の自由体積が約7.4万m<sup>3</sup>あることから、原子炉格納容器内全体に消火剤を充填させるまで時間を要する。このため、原子炉格納容器の消火設備は、火災発生時の煙の充填による消火活動が困難でない場合には、早期に消火が可能であることから、常駐する運転員及び消防要員（以下「消防要員等」という。）による消火を行う設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災発生時の煙の充填及び放射線の影響のため消防要員等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イ設備」に示す原子炉格納容器スプレイ設備による手動消火を行う設計とする。</li> </ul> <p>③ ②で確認済み。</p>
	<p>火災時に煙の充填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、煙の充填が生じない等の技術的根拠を確認。 （例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ハッチの開口部等を通じて煙の排出が行われる</li> <li>可燃物が少なく火災規模が限定される等</li> </ul> <p>② 火災時に煙の充填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>① 消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画は、以下のとおり（1）屋外、（2）運転員が常駐により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しない設計とする。</p> <p>a. 屋外の火災区域 ディーゼル発電機燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンク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、煙の充填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する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(a) ディーゼル発電機燃料油貯油そうエリア</li> <li>(b) 燃料油貯蔵タンクエリア</li> <li>(c) 海水ポンプエリア</li> <li>(d) 海水管トレンチエリア</li> </ul> <p>b. 運転員が常駐する火災区域又は火災区画 フロアケーブルダクトを除く中央制御室は、常駐する運転員によって、高感度煙感知器による早期の火災感知及び消火活動が可能であり、火災発生時に煙が充填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する。</p> <p>火災が発生しても煙が大気に放出され充填するおそれがない火災区域又は火災区画又は運転員が常駐し高感度煙感知器を設置することにより早期の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。</p> <p>② 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>

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（玄海3・4号炉）
		<p>a. ディーゼル発電機燃料油貯油そうエリア及び燃料油貯蔵タンクエリア ディーゼル発電機燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクは、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。なお、上記設計に加え、ディーゼル発電機燃料油貯油そうについては、消火設備として、二酸化炭素自動消火設備を設置する設計とする。</p> <p>b. 海水ポンプエリア及び海水管トレンチエリア 海水ポンプエリア及び海水管トレンチエリアは、全域ハロン消火設備等は設置せず、消火器又は水で消火を行う設計とする。</p> <p>c. 中央制御室 フロアケーブルダクトを除く中央制御室は、全域ハロン自動消火設備等は設置せず、粉末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。</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（等価火災時間）及び空間が広いことなどを理由としていることが示されている。（資料6添付資料1）</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。（資料6添付資料4）</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（玄海3・4号炉）
<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>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</p>	<p>① 放射性物質貯蔵等の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 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（玄海3・4号炉）
	<p>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>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"> <li>・ ハッチの開口部等を通じて煙の排出が行われる</li> <li>・ 可燃物が少なく火災規模が限定される等</li> </ul> <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>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>① 放射性物質貯蔵等の機器等を設置する火災区域のうち、以下の火災区域は、可燃物の設置状況により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 液体廃棄物処理設備を設置する火災区域は、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。また、液体廃棄物処理設備の周りは可燃物を少なくすることで煙の発生を抑える設計とし、周囲の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 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) 新燃料貯蔵庫 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>(4) 3-固体廃棄物貯蔵庫 3-固体廃棄物貯蔵庫は、不燃性の固体廃棄物のみを貯蔵保管している。また、3-固体廃棄物貯蔵庫内は、可燃物を少なくすることで煙の発生を抑える設計とし、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 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 液体廃棄物処理設備を設置する火災区域は、手動操作による固定式消火設備及び自動消火設備は設置せず、消火器又は水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（玄海3・4号炉）
		<p>(2) 使用済燃料ピット 使用済燃料ピットは、手動操作による固定式消火設備及び自動消火設備は設置しない設計とする。</p> <p>(3) 新燃料貯蔵庫 新燃料貯蔵庫は、手動操作による固定式消火設備及び自動消火設備は設置せず、消火器又は水で消火を行う設計とする。</p> <p>(4) 3-固体廃棄物貯蔵庫 3-固体廃棄物貯蔵庫は、手動操作による固定式消火設備及び自動消火設備は設置せず、消火器又は水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。（資料6）</p> <p>④ 使用済樹脂貯蔵タンク室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。 使用済樹脂貯蔵タンクの消火設備 使用済樹脂貯蔵タンクは、放射線の影響のため消火活動が困難な場所であるが、使用済樹脂貯蔵タンクは、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、使用済樹脂貯蔵タンクは、コンクリートで覆われ、発火源となる可燃物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、使用済樹脂貯蔵タンク室は、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（玄海3・4号炉）
<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、格納容器スプレイポンプを2台設置する等、系統の多重性を有する設計とし、水源は、使用可能な場合に水源とする原水タンクは2基、原水タンクが使用できない場合に水源とする燃料取替用水タンク（4号：燃料取替用水ピット）を1基設置する設計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、格納容器スプレイポンプ2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>消火用水供給系の水源は、原水タンク（約10,000m<sup>3</sup>）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、ディーゼル消火ポンプを1台ずつ設置し、多様性を有する設計とすることを確認した。</p> <p>その他水源は、使用可能な場合に水源とする原水タンクは2基、原水タンクが使用できない場合に水源とする燃料取替用水タンク（4号炉は燃料取替用水ピット）を1基設置する。消火用水供給系の消火ポンプは、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプを1台ずつ設置する。</p> <p>② 補足説明資料において、水噴霧消火設備は消防法施行規則及び消火栓は消防法施行令に基づき設計することを確認した。</p> <p>③ 消火設備の一部は、共用する他号炉設置の火災区域に対し必要な容量の消火水等を供給できるものとし、消火設備の故障警報を中央制御室に発することで、共用により発電用原子炉の安全性を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">【添付八：1.1.1.6 共用】</p> <p>発電所内の建屋、設備等からの火災に迅速かつ適切に対応するためには消火ポンプ等の関連設備について共用し、消火活動も含めて一元的に管理することが適切である。</p> <p>消火設備は想定される消火活動に対して十分な容量を持つよう設計（単独火災で必要消火水量が最大となる主変圧器火災に対応できるように設計）している。</p> <p>また、主変圧器を含む複数同時火災が発生した場合においても、化学消防自動車等を配備しており、自衛消防隊と連携した消火ができるため、共用によっても安全性を損なうことはない。なお、補助ボイラ泡消火設備は、共用設備である補助ボイラ燃料タンクの火災時に使用するものであり、本体同様に共用設備としている。</p> <p style="text-align: right;">【第12条：安全施設：P12条-70】</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（玄海3・4号炉）
<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 ガスによって消火する場合、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 <u>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にする</u>ことを確認した。</p> <p>② 静的機器である消火配管は、静的機器は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。また、動的機器である選択弁等の単一故障を想定して選択弁等は多重化する設計とすることを確認した。</p> <p>③ 動的機器である容器弁の単一故障を想定して、容器弁及びポンベも必要本数以上設置し、両系列の火災防護対象機器等の消火設備が機能を喪失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、①、③を踏まえた消火設備の設置方法が示されている。（資料6）</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（玄海3・4号炉）
<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>煙等による二次的な影響が、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 全域ハロン消火設備及び全域ハロン自動消火設備等は、電気絶縁性の高いガスを採用することで、火災が発生している火災区域又は火災区画からの火災の火炎、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 消火設備のポンベ及び制御盤は、消火対象となる火災区域又は火災区画とは別のエリアに設置することを確認した。 泡消火設備及び水噴霧消火設備は、火災が発生している火災区域からの火災の火炎、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を受けず、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、消火対象となる火災区域とは別のエリアに制御盤等を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>③ 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、ポンベに接続する破壊板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（玄海3・4号炉）
<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、泡消火設備は、消防法施行規則第18条、二酸化炭素自動消火設備は、消防法施行規則第19条、全域ハロン消火設備及び全域ハロン自動消火設備は、消防法施行規則第20条に基づき設計する。 消火剤に水を使用する水消火設備の容量の設計は、「⑧ 消火用水の最大放水量の確保」に示されていることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p>⑦移動式消火設備を配備すること。 （参考） 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。 （例） 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83条の5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台）及び小型動力ポンプ付水槽車（1台）を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、移動式消火設備の仕様が示されている。（資料6添付資料16）</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（玄海3・4号炉）
<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。 （参考） 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。 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（1,136m<sup>3</sup>）以上としている。 ※「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 消火剤に水を使用する消火設備は、以下のとおり2時間の最大放水量を確保でき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16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11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19条（屋外消火栓設備に関する基準）に満足する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、消火用水系統図が示されている。（資料6添付13）</p> <p>(a) 消火用水供給系の水源である原水タンクは、最大放水量である主変圧器の消火ノズルから放水するために必要な圧力及び必要な流量を満足する消火ポンプの定格流量（14m<sup>3</sup>/min）で、消火を2時間継続した場合の水量（1,680m<sup>3</sup>）に対して十分な水量（約10,000m<sup>3</sup>）を確保する設計とする。</p> <p>ハロン消火設備、二酸化炭素消火設備、水噴霧及び泡消火設備の必要量の算出式及び必要容量が示されていることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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 飲料水系や所内用水系等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、消火用水の供給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（玄海3・4号炉）
<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 消火ポンプ、全域ハロン自動消火設備等の消火設備は、電源断等の故障警報を中央制御室に発する設計とする。</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（玄海3・4号炉）
<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>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。ただし、格納容器スプレイポンプは、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。具体的に、以下のとおり消火設備の電源を確保した設計とすることを確認した。</p> <p>(1) 消火用水供給系 ディーゼル消火ポンプは、外部電源喪失時にも起動できるように蓄電池により電源を確保することにより、消火用水供給系の機能を喪失しない設計とする。</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（玄海3・4号炉）
	<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。）</li> </ul>	<p>原子炉格納容器スプレイ設備は、外部電源喪失時にも起動できるように非常用電源より給電することにより、消火設備の機能を喪失しない設計とする。</p> <p>(2) 二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン自動消火設備等 二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン自動消火設備、全域ハロン消火設備、泡消火設備及び水噴霧消火設備は、外部電源喪失時にも設備の作動に必要な電源を蓄電池により確保することにより、消火設備の機能を喪失しない設計とする。</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）電源供給が可能な容量とすることが示されている。</p> <p>この時間は外部電源喪失時にディーゼル発電機から電力が供給開始される時間（約12秒）及び全交流動力電源喪失時に大容量空冷式発電機から電源が供給される時間（25分程度）に比べて十分長い時間である。</p> <p>また、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に供給する電源は、ディーゼル発電機が接続されている非常用電源より供給する設計とすることが示されている。</p>

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（玄海3・4号炉）
<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11条（屋内消火栓設備に関する基準）及び第19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> <p>補足説明資料において、消火水を使用した場合におけるケーブルトレイ等を経由した安全系電気盤への流入防止対策が示されている。（資料6添付資料12）</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（玄海3・4号炉）
<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全域ハロン自動消火設備等は、作動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。</p> <p>② 補足説明資料において、ハロン1301を使用するため、人体に影響はないものの退避アナウンス後、退避のためのタイマーが作動し自動消火設備が起動することとすることが示されている。（資料6）</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（玄海3・4号炉）
<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。                      また、固体廃棄物貯蔵庫には、消火設備の破損、誤作動又は誤操作により消火剤が放出されても、ドラム缶から放射性廃棄物が放出されない泡消火設備を設置する設計とする。</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（玄海3・4号炉）
<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、消火設備用照明及び消火栓及び消火設備の現場盤付近に照明器具が設置されることが配置図にて示されている。（資料6添付資料10）</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、消防法で要求される消火継続時間20分に現場への移動等の時間を考慮し、1時間以上の容量の蓄電池を内蔵する照明器具を設置する設計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（玄海3・4号炉）
<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、森林火災、竜巻、風（台風）、凍結、降水、積雪、生物学的事象、地滑り、洪水及び高潮である。火災防護設備がこれらの自然事象の影響により、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、必要な性能を維持することとすることが示されている。</p> <p>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とすることが示されている。</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>消火設備及び火災感知設備について、凍結、風水害及び地震時における地盤変位を以下のとおり考慮している。</p> <p>① 外気温度が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消火栓及び消火配管のブロー弁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>屋外に設置する火災感知設備は、玄海原子力発電所において考慮している-5.8℃に対して、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。</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3℃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、通水する手順を整備し、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（玄海3・4号炉）
<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）                      (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はないよう、設計に当たっては配置が考慮されていること。</p>	<p>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>① 屋外における消火設備の制御盤、ポンベ等には浸水防止対策を講じることを確認した。</p> <p>ディーゼル消火ポンプ、電動消火ポンプ、二酸化炭素自動消火設備、ディーゼル発電機燃料油貯油そう、全域ハロン自動消火設備、全域ハロン消火設備及び水噴霧消火設備は、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。                      泡消火設備のように、屋外に消火設備の制御盤、タンク等を設置する場合は、風水害により性能が阻害されないよう、制御盤、タンク等の浸水防止対策を講じ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（玄海3・4号炉）
<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場所であるが、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付近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。</p> <p>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。補足説明資料において、地盤変位対策として、原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の屋内消火栓に消防車から給水するための連結送水口を、原子炉建屋壁付近に設置することが示されている。（資料6添付資料13）</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。</p> <p>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。（資料6添付資料7）</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の維持ができる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（玄海3・4号炉）
<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>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>消火設備の放水による溢水に対して、安全機能を有する機器等の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。</p> <p>二酸化炭素は不活性であること及びハロンは電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、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ため、火災区域又は火災区画に設置するガス系消火設備には、二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン消火設備等を選定する設計とする。</p> <p>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自動消火設備の破損、誤作動又は誤操作により二酸化炭素の放出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。</p> <p>① 二酸化炭素は不活性であること及びハロンは電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、設備の破損、誤作動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ため、火災区域又は火災区画に設置するガス系消火設備には、二酸化炭素自動消火設備、全域ハロン消火設備等を選定する設計としていることを確認した。</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自動消火設備の破損、誤作動又は誤操作により二酸化炭素の放出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していることを確認した。</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>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）」において記載していることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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すると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又は制限する措置を行うこと概要図とともに示されている。（資料3 添付資料3）</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（玄海3・4号炉）
<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</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                      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                      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                      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>① 原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な機能を確保するために必要な機器（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。                      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。（資料7 添付資料1）</p> <p>① 原子炉施設において火災が発生した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な機能を確保するために必要な機器（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ことを確認した。                      火災が発生しても、原子炉を安全に停止するためには、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、成功パスを、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。</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。                      補足説明資料において、火災区域又は火災区画毎における影響軽減対策が示されている。（資料7 添付資料1 2）</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                      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 以上の距離等による系統分離                      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</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（玄海 3・4 号炉）
とが示されていること。		<p>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。（資料 7 添付資料 5、6）</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>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>① 原子炉の安全停止に必要な機器等を設置する火災区域のうち、他の火災区域又は火災区画と隣接する場合は、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、他の火災区域又は火災区画から分離する設計とする。 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。</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 150mm と読み取れることが示されている（資料 7 添付資料 3）</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。（資料 7 添付資料 5 別紙 5） 断熱材に使用する FF ブランケット、パイロジェル及び耐火クロスの主な組成は、シリカ (SiO<sub>2</sub>) 等の無機材料であるため経年劣化し難い。このため、日常巡視点検により耐火障壁の取り付け状況を確認することで性能維持管理を行うことが示めされている。（資料 7 添付資料 5）</p> <p>④ 耐火隔壁等で被覆する箇所はない。</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</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⑥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、中央制御盤の一つの</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（玄海3・4号炉）
	<p>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。</p> <p>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>（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>（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>区画内で火災が発生し当該区画における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 中央制御盤内における操作スイッチ及びケーブルにおいて火災が発生した場合であっても、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金属外装ケーブル、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用すること。</p> <p>中央制御盤内の火災防護対象機器である操作スイッチ及びケーブルは、必要な離隔距離を確保できないものの、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。</p> <p>(1) 操作スイッチは、鋼板製筐体で覆い、更に、実証試験により確認された離隔距離を確保する。</p> <p>補足説明資料において、制御盤はスイッチ、配線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。（資料7添付資料7）</p> <p>(2) 盤内配線は、相違する系列の端子台間及び相違する系列のテフロン電線間は、実証試験により確認された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実証試験により確認された離隔距離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金属外装ケーブル、テフロン電線及び難燃ケーブルを使用する。</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中央制御盤内に設置することを確認した。</p> <p>a. 中央制御室内に煙及び熱感知器を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>b. 中央制御盤内には、火災の早期感知を目的として、高感度煙感知器を設置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、高感度煙検出設備が火災の延焼が広がる前のわずかな煙発生のおくん焼段階から煙</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（玄海3・4号炉）
	<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>を検出できることが示されている。（資料7添付資料8）</p> <p>③ 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。具体的には、消火活動を実施するため、以下の事項を考慮することを確認した。</p> <p>(1) 自動消火設備は設置しないが、中央制御盤内に火災が発生しても、高感度煙感知器からの信号により、常駐する運転員が早期に消火活動を行うことで、相違する系列の火災防護対象機器への火災の影響を防止できる設計とする。</p> <p>(2) 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> <p>(3) 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。</p> <p>(4) 火災の発生箇所の特が困難な場合も想定し、サーモグラフィカメラ等、火災の発生箇所を特定できる装置を配置する</p> <p>(5) 中央制御盤内における火災発生時の対応においては、以下の手順を定める。</p> <p>a. 高感度煙感知器により火災を感知し、火災を確認した場合は、常駐する運転員による二酸化炭素消火器を用いた初期消火活動、プラント運転状況の確認等を行う。</p> <p>b. 煙の充満により運転操作に支障がある場合は、火災発生時の煙を排気するため、排煙設備を起動する。</p> <p>補足説明資料において、初期消火訓練の実績等の消火活動の有効性について示されている。（資料7）</p> <p>④ 火災の発生箇所の特ができるようサーモグラフィカメラ等を配備することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、サーモグラフィカメラによる高温部の測定結果が示されている。（資料7添付資料9）</p> <p>⑤ 中央制御盤の一つの区画内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、他の区画の制御盤による運転操作、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。</p> <p>a. 中央制御盤の1つの区画の安全機能が全て喪失した場合における原子炉の安全停止に関する手順を定めていることを確認した。</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、制御室盤内の火災により1つの区画の制御盤の操作機能が喪失した場合においても、他の区画の制御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、具体的に示されている。（資料7添付資料10）</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（玄海3・4号炉）
	<p>（例）系統分離が困難な格納容器内の火災影響軽減対策</p> <p>（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>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>（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</p>	<p>原子炉格納容器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⑦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>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 の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 火災防護対象機器等は、蒸気発生器のループごとに設置する等により、6m以上の水平距離を可能な範囲で確保すること、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> <p>原子炉格納容器内に火災が発生した場合に、火災防護対象ケーブルに関連する火災防護対象機器の機能維持に対する信頼性を向上するために、以下に示すケーブルトレイに対して、延焼や火災からの影響を防止できる鉄製の蓋を設置し、鉄製の蓋には、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>(1) 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の周囲6m範囲に位置するケーブルトレイに対して、鉄製蓋を設置する設計とする。</p> <p>(2) 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の周囲6m範囲に位置するケーブルトレイに対して、鉄製蓋を設置する設計とする。</p> <p>(3) 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の周囲6m範囲に位置するケーブルトレイに対して、鉄製蓋を設置する設計とする。</p> <p>(4) 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、</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（玄海3・4号炉）
	<p>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>上記(3)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蓋設置範囲が示されている。（資料8 添付資料6）</p> <p>② 電気盤の筐体、油内包機器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>原子炉格納容器内には可燃物を保管しない措置を講じ、原子炉格納容器内の以下の設備については、鉄製の筐体やケーシング等で構成することにより、火災発生時においても火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイへの火災影響の低減を図ることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電気盤</li> <li>・ 油内包機器である格納容器再循環ファン</li> <li>・ 1次冷却材ポンプ電動機油回収タンク</li> </ul> <p>また、油内包機器である格納容器冷却材ドレンポンプは、火災防護対象ケーブルを敷設するケーブルトレイから6mの範囲内に存在せず、火災防護対象ケーブルを敷設する電線管との間には、コンクリート製の壁が設置されており、水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質は存在しないため、火災発生時においても火災防護対象ケーブルが敷設されるケーブルトレイへの火災影響を防止できる設計であることを確認した。</p> <p>③ 放射線の影響による誤動作や水素が発生する事故を考慮して、「非アナログ式であり防爆型の煙感知器」及び「非アナログ式であり防爆型の熱感知器」を設置する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器は水素が発生するような事故を考慮して、念のため非アナログ式の防爆型の煙感知器と非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>また、原子炉格納容器ループ室及び加圧器室に設置する火災感知器は、放射線による影響を考慮した熱感知器を選定し、水素が発生するような事故を考慮して、非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置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、原子炉格納容器内の火災感知器の配置図が示されている。（資料8 添付資料1）</p> <p>④ 原子炉格納容器内で火災が発生した場合の消防要員又は運転員（以下「消防要員等」という。）の進入の可否の判断を含めた消火手順を定め、消防要員等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。</p> <p>また、原子炉格納容器内への進入判断について、以下のとおり手順を定めることを確認した。</p> <p>当直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、消火器又は水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。</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（玄海3・4号炉）
		<p>当直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> <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。（資料8添付資料2）</p> <p>また、消火活動の流れや成立性等が示されている。（資料8添付資料3）</p> <p>⑤ 消防要員等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。</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。（資料8添付資料5）</p> <p>⑥ 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。</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） 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ことを確認した。</p> <p>（原子炉の高温停止の維持） 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ことを確認した。</p> <p>（原子炉の低温停止への移行） 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、既設プラント出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。（資料8添付資料7）</p>

（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（玄海3・4号炉）
<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 <u>放射性物質の貯蔵及び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</u>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（玄海3・4号炉）
<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としていることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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</p>	<p>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。なお、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。</p> <p>電気ケーブルが密集するフロアケーブルダクトは、ハロン消火設備による消火を行う設計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。</p> <p>電気ケーブルが密集するフロアケーブルダクトは、ハロン消火設備による手動消火を行う設計とする。</p> <p>なお、引火性液体が密集するディーゼル発電機燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクは、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。</p> <p>中央制御室の排煙設備は、「建築基準法施行令第百二十六条の三」に準じて、以下の排煙容量とする。 排煙容量：463m<sup>3</sup>/min×2台（926m<sup>3</sup>/min）〔中央制御室床面積：780m<sup>2</sup>〕</p> <p>③ 排煙設備を設置する。</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（玄海3・4号炉）
	<p>ることを確認。</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。                      することを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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 油タンクはベント管等により屋外へ排気する設計とすることとしていることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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、以下の状況を考慮し、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ことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を発生させる原因となる系統、機器に係る機能と運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故を収束させるための系統、機器に係る機能は、制御盤間の離隔距離又は盤内の延焼防止対策により同時に喪失しない。</li> <li>・ 中央制御盤内の延焼時間内に対応操作が可能である。</li> </ul> <p>また、火災区域、火災防護対象機器等、火災の影響軽減のための隔壁等の設計変更に当たっては、発電用原子炉施設内の火災によって、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、原子炉を安全停止できることを火災影響評価により確認する。</p> <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。（資料2 添付資料8） また、中央制御室制御室盤内における火災についても同様に示されている。（資料2 添付資料9）</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（玄海3・4号炉）
<p>3. 個別の火災区域又は区画における留意事項 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） 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 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。 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 中央制御盤内に繋がるケーブルが集中するケーブル処理室はないが、制御室盤内から繋がる床面のフロアケーブルダクトは、運転員が消火活動を行うことができないことから、手動操作の固定式消火設備であるハロン消火設備により消火する設計としていることを確認した。 また、フロアケーブルダクトの火災の影響軽減のための対策は、互いに相違する系列の火災防護対象機器等の分離を考慮した設計としていることを確認した。</p> <p>② —</p> <p>③ —</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（玄海3・4号炉）
<p>(2) 電気室 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 安全補機開閉器室は、電源供給のみに使用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（玄海3・4号炉）
<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>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>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>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> <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と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」（SBAG0603）に基づき、水素ガスの排気に必要な換気量以上となるよう設計する。</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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 自動式消火設備又は固定式消火設備等の設置</li> <li>・ 煙を排気する可搬式の排風機の配備</li> </ul>	<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。</p> <p>火災発生時の煙の充満により消火活動に支障がある場合を考慮し、ポンプ室の消火活動時には可搬式の排風機を準備することを定めた手順を定める。</p> <p>ポンプ室の排気容量は、「建築基準法施行令第二十条の二 第一号ロ」に定める機械換気設備の有効換気量以上（床面積1m<sup>2</sup>当たり2m<sup>3</sup>/h以上）となる排風機を設置することを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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、防炎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に基づく防炎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、防炎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（玄海3・4号炉）
<p>(6) 使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備</p> <p>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、新燃料を貯蔵するラックは一定のラック間隔を有する設計とする。補足説明資料において、消火により水分雰囲気満たされた状態（最適減速状態）を想定した場合においても、未臨界であることが示されている。（資料9添付資料7）</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（玄海3・4号炉）
<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>

玄海3・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（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-11
(1) a. スプリンクラーからの放水	9 内水-11
(1) b. 消火栓からの放水	9 内水-12
(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-13
(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-14
3. 3 地震による溢水	9 内水-15
(1) 発電所内に設置された機器の破損による漏水	9 内水-15
(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-18
3. 4 その他の要因による溢水	9 内水-19
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-20
5. 防護対象設備を防護するための設計方針	9 内水-27
(1) 没水の影響に対する設計方針	9 内水-29
(2) 被水の影響に対する設計方針	9 内水-31
(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. 溢水防護区画を内包する建屋への外部からの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-41
8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針	9 内水-42

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（玄海3・4号炉）
<p>2. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 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>3. 2. 2 溢水から防護すべき対象設備 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>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"> <li>・ 原子炉の高温停止、低温停止、停止状態を維持</li> <li>・ 放射性物質の閉じ込め機能を維持</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能、給水機能を維持</li> </ul> <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。 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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 遮へい機能としての水位維持機能として、必要</li> </ul>	<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 原子炉の高温停止、低温停止及びその維持に必要な系統設備については、具体的に以下を選定することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止：原子炉停止系（制御棒）</li> <li>・ 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）</li> <li>・ 崩壊熱除去：補助給水系、主蒸気系、余熱除去系</li> <li>・ 1次系減圧：1次冷却材系統の減圧機能</li> <li>・ 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、空調用冷水系、電気盤）</li> </ul> <p>以上の系統設備に加え、発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針を参考に、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に対処する設備を抽出することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 想定破損による溢水（単一機器の破損を想定）</li> <li>・ 消火水の放水による溢水（単一の溢水源を想定）</li> <li>・ 地震による耐震B、Cクラス機器からの溢水</li> </ul> <p>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考慮する。 また、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。 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が「第1.7.1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1.7.2表 溢水評価上想定する起因事象（設計基準事故）」に示されていることを確認した。また、溢水評価上想定する事象とその対処系統が「第1.7.3表 溢水評価上想定する事象とその対処系統」に示されていることを確認した。</p> <p>② 使用済燃料ピットの冷却機能及び使用済燃料ピットへの給水機能を維持するための系統設備も防護対象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（玄海3・4号炉）
	<p>な系統が抽出されているか。</p> <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"> <li>➢ 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</li> <li>➢ 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</li> <li>➢ 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</li> </ul> <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、安全機能の重要度分類により原子炉停止、高温停止及び低温停止に必要な設備並びに使用済燃料ピットの冷却及びピットの給水機能に必要な設備を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、設置建屋、設置高さ及び機能喪失高さが示されている。（添付資料1 抽出された防護対象設備と機能喪失高さの考え方）</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1.7.4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、「表-2 防護対象設備リスト」が示されている。（添付資料1）</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、主給水逆止弁の逆流防止機能により代替できる主給水隔離弁、補助給水ポンプ出口流量設定弁により代替できる補助給水隔離弁については、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> <p>(1) 溢水の影響を受けない静的機器 構造が単純で外部から動力の供給を必要としないことから、溢水の影響を受けて安全機能を損なわない容器、熱交換器、フィルタ、安全弁、逆止弁、手動弁、配管及び没水に対する耐性を有するケーブル。</p> <p>(2) 原子炉格納容器内に設置されている機器 原子炉格納容器内で想定される溢水である原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）及び主蒸気管・主給水管破断時の原子炉格納容器内の状態を考慮しても、没水、被水及び蒸気の影響を受けないことを試験も含めて確認している機器。</p> <p>(3) フェイル位置で安全機能を損なわない機器 溢水の影響により、動作機能を損なっても要求開度を維持する主蒸気逃がし元弁等の電動弁。動作機能を損なった時にフェイル位置となる加圧器スプレイ弁等の空気作動弁。プラント状態の監視に必要としない機器。</p> <p>⑤ 玄海3、4号機の主蒸気管室に設置される補助給水隔離弁及び主給水隔離弁が、主蒸気管、主給水管等の想定破損により機能喪失高さを超えて没水する評価となるが、当該弁に対する要求機能は、それぞれ補助給水ポンプ出口流量設定弁、主給水逆止弁により代替できることから、要求される機能を損なうことはないことを確認した。</p>

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（玄海3・4号炉）
<p>設置許可基準規則 （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。</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"> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</li> <li>・ その他の要因による溢水</li> </ul>	<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とし、評価条件については評価ガイドを参照することを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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。）</li> <li>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。）</li> <li>地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料ピットのスロッシングにより発生する溢水を含む。）（以下「地震起因による溢水」という。） 補足説明資料において、「表—1 地震起因により溢水源となり得る機器のリスト」が示されている。（添付資料2 溢水源となり得る機器について）</li> <li>その他の要因（地下水の流入、地震以外の自然現象、機器の誤作動等）により生じる溢水（以下「その他の溢水」という。） 補足説明資料において、上記以外の漏えい事象に対して、想定される事象を整理するとともに、漏えいの早期検知システム及び排水システムにより、漏えい水が溢水防護区画内に滞留しない設計とされていることが示されている。また、「表—2 その他の溢水に対する検知システム等の確認結果」により網羅的に示されている。（補足説明資料9-2 その他の溢水に対する確認について）</li> </ol> <p>溢水源となり得る機器は、流体を内包する容器及び配管とし、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設定することを確認した。</p>
<p>2. 原子炉施設の溢水評価 2.1 溢水源及び溢水量の想定 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"> <li>（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</li> <li>（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</li> <li>（3） 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水</li> </ol> <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>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</p>		<p>（a.～d.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（玄海3・4号炉）
<p>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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 高エネルギー配管については、完全全周破断</li> <li>・ 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）</li> </ul> <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>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>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、内包する流体のエネルギーに応じて、以下に定義する高エネルギー配管又は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"> <li>・ 「高エネルギー配管」とは、呼び径 25A(1B)を超える配管であって、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、被水及び蒸気の影響については配管径に関係なく評価する。</li> <li>・ 「低エネルギー配管」とは、呼び径 25A(1B)を超える配管であって、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、運転圧力が静水頭圧の配管は除く。</li> </ul> <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、「通常運転時」は、評価ガイドが「高エネルギー状態にある運転期間」が短時間である系統の配管の考え方の参考とした米国 NRC の Standard Review Plan(SRP) Branch Technical Position(BTP)3-4「Postulated Rupture Locations in Fluid System Piping Inside and Outside Containment」により、原子炉起動、出力運転中、温態待機、低温停止状態までの冷却期間」とされていることから、モード1, 2, 3, 4の期間としていることが示されている。</p> <p>これらを踏まえて、運転している期間が短いことから低エネルギー配管とした4系統（余熱除去系統、補助給水系統、格納容器スプレイ系統、安全注入系統）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。（補足説明資料4 高エネルギー及び低エネルギー配管の分類について）</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>（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>① 溢水量の算出に当たっては、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、想定破損により生じる溢水経路図が示されている。（添付資料7－1）</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（玄海3・4号炉）
<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、<math>(1/2)D \times (1/2)t</math> 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。</p> <p>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。</p> <p>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</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>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の長さで配管肉厚の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>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>具体的には、異常の検知、事象の判断及び漏えい箇所の特定並びに隔離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含む。）を適切に考慮し、想定する破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定することを確認した。ここで、漏水量は、配管の破損形状を考慮した流出流量に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>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定したことが示されている（添付資料3 想定破損（高エネルギー配管）没水評価に用いる溢水量の算定）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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没水評価。</li> </ul> <p>③ 原子炉制御室及び現場からの隔離操作により漏えい停止する設計とし、隔離手順を定めることを確認した。 配管の破損形状については、配管が内包する流体のエネルギーに応じて、高エネルギー配管と低エネルギー配管に分類した上で、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 高エネルギー配管は、配管の破損形状を原則「完全全周破断」と想定することを確認した。</p> <p>⑤ 低エネルギー配管は、配管の破損形状を原則「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。）」と想定することを確認した。</p> <p>⑥ 応力評価を実施する配管については、発生応力 <math>S_n</math> と許容応力 <math>S_a</math> の比により、以下で示した応力評価の結果に基づく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。）】 <math>S_n \leq 0.4S_a \Rightarrow</math> 破損想定不要 <math>0.4S_a &lt; S_n \leq 0.8S_a \Rightarrow</math> 貫通クラック 補足説明資料において、蒸気評価における補助蒸気系統（25A超）の応力評価は、以下に示す定ピツ</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（玄海3・4号炉）
<p>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>（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</p>	<p>チスパン法により実施し、許容応力に対して裕度が小さい配管については3次元はりモデルを用いた詳細評価により、実際の裕度確認を実施していることが示されている。（補足説明資料3-1 想定破損における配管の応力評価について）</p> <p>評価の流れは以下のとおり示されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 補助蒸気配管（蒸気影響評価範囲）の配管仕様（配管口径、板厚、材質）を全て抽出</li> <li>2. 1. で抽出した配管仕様に対応するように、建設工認に記載されたAsクラス配管の標準支持間隔を選出し、定ピッチスパン法により供用状態A、B及び(1/3)Sd地震荷重に対する一次応力を算出</li> <li>3. 2. にて算出した応力に熱応力(100MPa)を足しあわせて一次+二次応力を算出</li> <li>4. 3. にて算出した一次+二次応力が許容値(0.8Sa)を超える場合には、実スパンの適用や配管が実在する階高のみの設計用床応答曲線を用いる等、評価条件を精緻化した上で再評価を実施若しくは3次元はりモデルによる詳細評価を実施する。</li> <li>5. 定ピッチスパン法を高エネルギー配管に適用するにあたり、評価手法が保守性を有していることを確認するため、定ピッチスパン法にて許容値を満足した配管仕様のうち許容値に対して最も裕度が小さいものについて、3次元はりモデルによる詳細評価を実施し、実際の裕度を確認する。</li> </ol> <p>【低エネルギー配管】</p> <p><math>S_n \leq 0.4S_a \Rightarrow</math> 破損想定不要</p> <p>補足説明資料において、低エネルギー配管についても高エネルギー配管と同様に定ピッチスパン法を用いた応力評価を実施していることが示されている。（補足説明資料3-1 想定破損における配管の応力評価について）</p> <p>評価の流れは以下のとおり示されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 建設工認記載の低温配管より、評価対象の低エネルギー配管を抽出</li> <li>2. 1. で抽出した低温配管について、建設工認記載の標準支持間隔“L0”を抽出。</li> <li>3. 1. で抽出した低温配管について定ピッチスパン法により、供用状態A、Bおよび(1/3)Sd地震荷重に対してSaの0.4倍以下となる支持間隔“新L0”を新たに算出。</li> <li>4. 3. で算出した新L0が2. で抽出したL0以上であれば、当該支持間隔にて設計されている低温配管については、Saの0.4倍以下であるため破損は想定しない。</li> <li>5. 3. で算出した新L0が2. で抽出したL0を下回っていた場合には、実スパンの適用等による評価条件の精緻化若しくは3次元はりモデルによる詳細評価を実施し、<math>S_n</math>（一次+二次応力）を確認する。</li> </ol> <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、加圧水型原子力発電所で減肉（エロージョン・コロージョン）の可能性のある配管は「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格（2006年版）（JSME SNG1-2006）」（以下、減肉管理規格）で管理されているため、減肉管理規格の対象外となっている配管について減肉の状況を把握するとともに配管強度の影響について検討し、その結果について示されている。（補</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. 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>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"> <li>・ 高エネルギー配管については、完全全周破断</li> <li>・ 低エネルギー配管については、配管内径の1/2の長さと同様貫通クラックを想定する。</li> </ul>		

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（玄海3・4号炉）
	<p>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>足説明資料11 経年劣化事象と保全内容について）</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（玄海3・4号炉）
<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&amp;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 防護対象設備が設置されている建屋には、自動作動するスプリンクラーは設置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、主変圧器、所内変圧器、予備変圧器はスプリンクラーにて消火する設計としており、スプリンクラーが設置されている変圧器エリアは屋外であるとともに、溢水防護対象設備が設置されている原子炉建屋、原子炉補助建屋（以下「溢水防護区画」という。）とは隣接していないため、スプリンクラーが作動した場合においても、溢水が溢水防護区画に伝播することはないことが示されている。（補足説明資料9-1 スプリンクラー動作時の防護対象設備への影響について）</p> <p>また、浸水防護区画に隣接する廃棄物処理建屋に手動操作によるスプリンクラー消火設備が設置されているが、建屋境界の水密扉及び壁貫通部の止水処置により、溢水防護区画へ浸水しないため、安全機能を損なわない設計としていることが示されている。なお、廃棄物処理建屋には防護対象設備は設置されていないことも合わせて示されている（添付資料2 溢水源となり得る機器について）。</p> <p>② 防護対象設備が設置されている建屋外のスプリンクラーに対しては、その作動による溢水の流入により、防護対象設備が安全機能を損なわない設計とすることから溢水源として想定しないことを確認した。</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. 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>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>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（玄海3・4号炉）
<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>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>	

（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（玄海3・4号炉）
<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> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>解説－2. 1. 2－1 「消火栓からの溢水量」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、</p> </div>	<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&amp;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 溢水量の算出にあたっては、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</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放水を溢水源として設定していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、配置図により溢水防護区画内における消火時間を設定していることが示されている。（添付資料4 消火活動に伴う溢水量の算定について）</p> <p>① 溢水量の算出にあたっては、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確認した。</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示されている（添付資料4 消火活動に伴う溢水量の算定について）</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を設定する方針として確認した。</p> <p>具体的には、消火設備等のうち、消火栓からの放水量については、3時間の放水により想定される溢水量を基本とするが、火災源が小さい場合においては、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の火災防</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（玄海3・4号炉）
<p>「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>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>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」を用いて放水量を算定し、溢水量を設定することを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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                      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。                      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溢水量は、項目2.1.1に従い算出する。</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畳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 溢水防護区画において、スプリンクラーによる消火活動を行わないことを確認した。</p> <p>② 同上</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（玄海3・4号炉）
<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 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。 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。 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>（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 原子炉格納容器内の防護対象設備については、格納容器スプレイ系統の作動により発生する溢水を想定することを確認した。</p> <p>② 格納容器スプレイ系統は、作動信号系の単一故障により誤作動が発生しないように設計上考慮されている（手動作動ロジック（2/2）、自動作動ロジック（2/4））ことから誤作動による溢水は想定しないことを確認した。</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、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した。 また、CV内でLOCAが発生すると、燃料取替用水タンク（以下、「RWST」という。）または、燃料取替水ピット（以下、「RWSP」という。）及び蓄圧タンク（以下、「ACC」という。）の水が炉心注入及びCVスプレイされ、RWSTまたはRWSP水位が低水位となって再循環切替されるまでCV内に溜まり続けることが示されている（補足説明資料1-2 CV内防護対象設備の溢水影響について）。</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（玄海3・4号炉）
<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対する耐震性が確保されない機器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"> <li>耐震 S クラス機器については、基準地震動による地震力によって破損は生じない。</li> <li>耐震 B、C クラス機器のうち耐震対策工事の実施あるいは製作上の裕度の考慮により、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保されている。</li> <li>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。</li> </ul> <p>耐震評価の具体的な考え方を以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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及び基準、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設定する。</li> <li>応力評価に当たり、簡易的な手法を用いる場合は詳細な評価手法に対して保守性を有するよう留意し、簡易的な手法での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。</li> <li>基準地震動による地震力に対する発生応力の評価基準値は、安全上適切と認められる規格及び基準で</li> </ul>

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（玄海3・4号炉）
<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</p> <p>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"> <li>・ 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&amp;ID等）等のエビデンス</li> <li>・ 評価対象から除外する場合、耐震性や空運用等の根拠</li> <li>・ 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</li> </ul>	<p>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を示が以下のとおり示されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉建屋（格納容器除く）及び原子炉補助建屋内設置の耐震B、Cクラス機器             <p>原子炉建屋（格納容器除く）及び原子炉補助建屋内設置の耐震B、Cクラス機器については、地震による破損を想定した場合、保有水の多いシステムについては大量の溢水が発生するため、溢水防護対策による対処は困難であることから、既往評価（平成25年7月8日設置変更許可申請時の基準地震動Ssの地震力に対する耐震評価）にて耐震性確認を実施した機器及び破損による溢水影響の大きい機器については耐震評価を実施する。</p> <p>なお、耐震評価を実施した機器のうち、基準地震動Ssによる地震力に対して耐震性が確保されない機器については溢水源として扱うか、後述の方針により耐震補強工事を実施し、耐震性を確保する。</p> </li> <li>2. 原子炉格納容器内設置の耐震B、Cクラス機器             <p>原子炉格納容器内の溢水防護対象設備は、設計基準事故である1次冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）に伴う溢水（格納容器スプレイ作動含む）に対して安全機能を損なわないよう設計されている。</p> <p>原子炉格納容器内の耐震B、Cクラス機器の内包水の合計量はLOCA時の溢水量に対して十分少なく、地震による破損を想定しても、LOCA時の溢水影響評価に包含されることから、耐震評価は実施しない。</p> </li> <li>3. タービン建屋内設置機器             <p>タービン建屋内設置機器の間接支持構造物であるタービン建屋は耐震Cクラスであり、基準地震動Ssによる地震力に対して耐震性を有していないことから、タービン建屋内設置機器については耐震評価を実施せず、地震による破損を想定する。</p> <p>なお、タービン建屋内には溢水防護対象設備はなく、隣接する溢水防護区画（原子炉建屋、原子炉補助建屋）との境界部は水密扉および貫通部シールにより止水対策を実施しているため、タービン建屋内設置機器が地震によって破損し漏水した場合においても、溢水防護対象設備への影響はない。</p> </li> </ol>
	<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>① 溢水量の算出に当たっては、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溢水量を設定する方針としていることを確認した。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。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循環水管については、伸縮継手の全円周状の破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量を設定する。その際、循環水管の破損個所からの津波の流入量も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>

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（玄海3・4号炉）
	<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"> <li>・ 地震時において機能喪失しないこと。</li> </ul> <p>（運転員等の手動操作に期待する場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> </ul>	<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していることを確認した。</p> <p>具体的には、漏えい停止までの適切な隔離時間を考慮し、配管の破損箇所から流出した漏水量と隔離後の溢水量として隔離範囲内の系統の保有水量を合算して設定することを確認した。漏水量は、配管の破損箇所からの流出流量に隔離時間を乗じて設定することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、内部溢水影響評価において、機器の地震による損傷時に、自動または手動による漏えい停止を期待する場合の溢水量算出の考え方について、既往評価の結果に基づき、破損想定が必要となった①ほう酸回収装置給水ライン（3号炉及び4号炉共用）、②廃液蒸発装置給水ライン（3号炉及び4号炉共用）について算出結果が示されている。（補足説明資料5-4 地震による機器損傷時の自動または手動による漏えい停止について）</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（玄海3・4号炉）
<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                      （2）使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水                      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                      ① 基準地震動<math>S_s</math>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すると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                      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。                      3. 1. 3 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水                      （1）発電所内に設置された機器の破損による漏水                      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。                      （2）使用済燃料貯蔵プールのスロッシングによる溢水                      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>（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                      ① 基準地震動<math>S_s</math>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。                      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。                      ☆ 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>	<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り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は保守的となる条件で評価することを確認した。                      ② 補足説明資料において、地震時のスロッシング挙動に影響を与える範囲をモデル化することとし、基本的には、原子炉建屋の使用済燃料ピットエリア全域とすることが示されている。また、保守的に使用済燃料ピットA、使用済燃料ピットB、燃料取替チャネル、キャスクピット、燃料検査ピットの全てが水張りされた状態で3次元流動解析により溢水量を算定することが示されている。（添付資料11 使用済燃料ピットスロッシングの溢水量評価条件について）</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（玄海3・4号炉）
	<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 竜巻その他の地震以外の自然現象による屋外タンク等の破損、地下水の流入、機器の誤作動その他の要因による溢水を想定していることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 原子炉制御室</li> <li>・ 現場操作が必要な設備へのアクセス通路</li> </ul> <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、配置図上で溢水防護区画が示されている。（添付資料6-1 設定した溢水防護区画）</p> <p>（立体的な溢水経路）</p> <p>③ 発生した溢水は、階段あるいは機器ハッチを経由して、上層階から下層階へ全量が伝播するものと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伝播経路概要図が示されている。（添付資料6-3 溢水伝ば経路概念図）</p> <p>（平面的な溢水経路（溢水防護区画内））</p> <p>④ 溢水経路は、溢水防護区画内の水位が最も高くなるように保守的に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、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、消火活動時に区画の扉を開放する場合は、扉を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、開口部、貫通部、扉から溢水防護区画内への流入</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（玄海3・4号炉）
<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>を想定した（流入防止対策が施されている場合は除く。）保守的な条件で溢水経路を設定し、溢水防護区画内の溢水水位を算出することを確認した。</p> <p>⑥ 他の号炉と共用する建屋及び一体構造に設置する機器等はないことを確認した。                      補足説明資料において、溢水を防護するために期待する設備のうち、タービン建屋境界および海水ピットポンプ室廻りの水密扉、壁貫通部止水対策箇所について、対象一覧及び施行状況が示されている。（添付資料6-2 溢水影響評価において期待することができる設備）</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（玄海3・4号炉）
<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 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 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 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 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 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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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><math>\phi</math> = 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<math>\phi</math>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/s<sup>2</sup>)</p> <p>P=管内圧力(Pa)</p> <p><math>\gamma</math>=水の比重量(kg/m<sup>3</sup>)</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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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 発電用原子炉施設内における溢水として、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。）、消火系統等の作動及び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わない設計（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わない設計）とするとともに、使用済燃料ピットのスロッシングにおける水位低下を考慮しても、使用済燃料ピットの冷却機能、給水機能等が維持できる設計とすることを確認した。</p> <p>また、溢水評価において、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。その際、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び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することを確認した。</p> <p>③ 溢水評価に関して、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行うとしていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>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、継続的な肉厚管理で確認する。</li> <li>配管の想定破損による溢水が発生する場合及び基準地震動による地震力により耐震B、Cクラスの機器が破損し溢水が発生する場合には、隔離手順を定める。</li> <li>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については、運転時間管理を行う。</li> <li>水密区画壁のひび割れに伴う少量の漏水に備えて、予め回収手順を定める。</li> <li>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</li> </ol>



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（玄海3・4号炉）
		<p>の量及び床面積に見直しがある場合は、予め定めた手順により溢水評価への影響確認を行う。</p> <p>6. 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の手順を定める。</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（玄海3・4号炉）
<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.」にて設定した溢水源から発生する溢水量と「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おそれがないことを評価する方針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。（添付資料7-1、7-2、7-3）</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>機能喪失高さについては、防護対象設備の各付属品の設置状況も踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定することを確認した。機能喪失の高さの考え方については、「表 1.7.5 表 防護対象設備の機能喪失高さの考え方（例示）」を確認した。</p> <p>補足説明資料において、「抽出された防護対象設備と機能喪失高さの考え方」が示されている。（添付資料1）</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いる。（添付資料8-1、8-2、8-3）</p> <p>防護対象施設に対して、没水水位が機能喪失高さを上回るおそれがある場合には、高圧注入ポンプ補助油ポンプ等を例に堰等により対策を講じることが示されている。（添付資料12）</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、電気盤類については盤そのものが筐体を有しており、盤外の水面にゆらぎが生じても筐体の効果により盤内の水面はほぼ静止した状態にあることを考慮して 30mm 以上の裕度を確保する。また、その他の防護対象設備については、溢水の伝ば経路による流況等を考慮し、50mm 以上の裕度を確保することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、没水影響評価において判定基準（機能喪失高さ＞溢水水位）は満足しているが、防護対象設備の機能喪失高さに対する裕度が小さい場合には、一時的な水面の揺らぎにより機能喪失する恐れがあることから水面の揺らぎに対する影響についての検討結果が示されている。</p> <p>影響を検討した結果、必要となる設備はないことから、水面の揺らぎに対する設備の対策は実施しない</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（玄海3・4号炉）
		<p>ことが示されている。（補足説明資料5-2 揺らぎに対する機能喪失高さへの影響評価について）</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り安全機能が損なわれるおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>（想定破損）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより溢水量を低減することを確認した。</li> <li>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。</li> </ul> <p>（消火）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>補足説明資料において、消火栓の放水により生じる溢水経路図が示されている。（添付資料7-1）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。（添付資料8-1、8-2、8-3）</li> </ul> <p>（地震）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施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確保する設計とし、溢水源から除外することにより溢水量を低減することを確認した。</li> </ul>

（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（玄海3・4号炉）
<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 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>上記、①～⑥を満足しない場合には、防護対象</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>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、天井面の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 「3.」にて設定した溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水、及び天井面の開口部若しくは貫通部からの被水の影響を受ける範囲内にある防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがないことを評価する方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、被水影響評価フローにより評価の流れが示されている。（添付資料9 被水の影響に対する評価結果について）</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>防護対象設備から直視できる範囲に破損を想定し被水源となる配管があるか確認する。</li> <li>1. にて被水源となる配管がないことが確認された場合には、当該溢水防護区画内の天井面に開口部又は貫通部がないか確認を行うとともに貫通部については密封処理がされていることを確認する。</li> <li>1. にて被水源となる配管がある場合又は2. にて天井面に開口部（密封処理されていない貫通部含む）があることが確認された場合には、当該防護対象設備が防滴仕様※2であることを確認する。</li> <li>防護対象設備が防滴仕様でない場合には、当該防護対象設備が多重性又は多様性を有する系統であり、分離された区画に設置されることで同一被水源に対して同時にその機能を損わないことを確認する。その際、溢水を起因とする運転時の異常な過渡変化及び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する。</li> <li>1. ～4. の評価によって防護対象設備が被水によって機能を損うおそれがある場合には、防滴仕様品への取替、保護カバー設置等の被水防護措置を行う。</li> </ol> <p>また、被水影響評価結果が一覧表で示されている。</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されている。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、防護対象設備が被水試験等により確認された防滴機能を有してお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>具体的には、「JISC0920 電気機械器具の外郭による保護等級(IP コード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器への取替を行うことを確認した。</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、以下のような表記で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。（添付資料9 被水の影響に対する評価結果について）</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（玄海3・4号炉）
<p>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」</p> <p>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。</p> <p>「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</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>（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"> <li>➢ 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</li> <li>➢ 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</li> </ul> <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>③ 防護対象設備への保護カバー等による被水対策を実施することを確認した。</p> <p>具体的には、実機での被水条件を考慮しても安全機能を損なわれないことを被水試験等により確認した保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行うことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、被水防護措置の例が写真により示されている。（補足説明資料6-1 被水対策工事について）</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>（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>① 防護対象設備が被水により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>（破損想定）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とすること。</li> </ul> <p>（消火水の放水）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 消火水の放水による溢水に対しては、防護対象設備が設置されている溢水防護区画においてハロン消火設備等の水消火を行わない消火手段を採用することにより、被水の影響が発生しない設計とすること。</li> <li>➢ また、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ことを確認した。当該消火活動における運用及び留意事項を「火災防護計画」に定めることを確認した。</li> </ul>

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（玄海3・4号炉）
		（地震） ・ 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施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確保する設計とし、溢水源から除外することにより被水の影響が発生しない設計とすること。

（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（玄海3・4号炉）
<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—7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>⑤①～④を満足しない場合は、防護対象設備が、</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"> <li>➢ 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）。</li> <li>➢ 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。</li> </ul>	<p>溢水ガイドを踏まえ、蒸気影響を及ぼすおそれのある配管等は、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保する設計としていることを確認した。</p> <p>① 設定した溢水源からの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し、安全機能を損なうおそれがないことを評価する方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、以下のとおり蒸気影響評価の考え方が示されている。（添付資料10 蒸気の影響に対する評価結果について）</p> <p>(1) 溢水源の選定 防護対象設備に蒸気影響を及ぼす高エネルギー配管等を抽出し、評価範囲を設定する。</p> <p>(2) 破損想定 評価範囲の高エネルギー配管について、配管サイズおよび応力評価に基づく破損の大きさを設定する。</p> <p>(3) 漏えい蒸気影響範囲の設定 破損を想定する高エネルギー配管の位置（区画）を確認し、貫通部があれば、隣接区画も含めて蒸気影響範囲を設定する。</p> <p>(4) 解析区画の設定 設定した蒸気影響範囲について、空調の流れを考慮した解析区画を設定する。</p> <p>(5) 環境解析の実施・結果確認 設定した蒸気影響範囲について、入力条件および境界条件に基づいた熱流動解析を行い、解析区画ごとの温度、湿度を算出し、その結果を確認する。</p> <p>(6) 防護対象設備の耐蒸気性能の確認 防護対象設備の耐蒸気性能について、蒸気曝露試験または机上評価により求め、実施した環境解析の結果と比較する。</p> <p>防護対象設備の耐蒸気性能を環境解析の結果が下回る場合は、評価終了。上回る場合は、(7)の蒸気影響緩和対策を実施する。</p> <p>(7) 蒸気影響緩和対策の実施</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（玄海3・4号炉）
<p>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>（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>防護対象設備の耐蒸気性能を環境解析の結果が上回る場合は、蒸気影響緩和対策（設備対策）を計画（実施）する。対策後の環境解析を再度実施し、防護対象設備の耐蒸気性能を環境解析の結果が下回ることを確認する。</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。</p> <p>具体的には、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（温度、湿度及び圧力）を超えなければ、防護対象設備の安全機能が損なわれないことを確認した。</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 防護対象設備が蒸気により安全機能を損なうおそれがある場合には、以下に示すいずれか若しくは組み合わせの対策を行うことにより、安全機能を損なわない設計とすることを確認した。</p> <p>（破損想定）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 想定破損による溢水に対しては、破損を想定する配管について、補強工事等の実施により発生応力を低減し、溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とすることを確認した。</li> <li>・ 高エネルギー配管等の破損を想定した場合、想定により発生する漏えい蒸気に対して、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（温度、湿度及び圧力）を超えることがないよう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。</li> <li>・ 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。中央制御室からの遠隔隔離（自動又は手動）は、自動検知・遠隔隔離システムとし、漏えい蒸気を早期隔離することで蒸気影響を緩和する設計とすることを確認した。自動検知・遠隔隔離システムは、温度検出器、蒸気遮断弁、検知制御盤及び検知監視盤で構成。</li> <li>・ 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。防護カバーは、配管と防護カバーにすき間を設定することで漏えい蒸気量を抑制して、溢水防護区画内雰囲気温度への影響を軽減する設計とすることを確認した。</li> </ul>

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（玄海3・4号炉）
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 信頼性向上の観点から、防護カバー近傍には小規模漏えい検知を目的とした特定配置温度検出器を設置し、蒸気の漏えいを早期検知する設計とすることを確認した。</li>   <li>（地震）</li> <li>・ 地震起因による溢水に対しては、破損を想定する機器について耐震対策工事を実施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確保する設計とし、溢水源から除外することにより蒸気放出による影響が発生しない設計とすることを確認した。</li> </ul>



（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（玄海3・4号炉）
	<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 竜巻その他の地震以外の自然現象による屋外タンク等の破損に対しては、溢水防護区画内に設置される防護対象設備の安全機能が損なわれるおそれがある場合、壁、扉、堰等により溢水防護区画内への浸水を防止す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、竜巻その他の地震以外の自然現象による屋外タンク等の破損による溢水影響評価が示されている。（補足説明資料8-1、8-2）</p> <p>② 地下水に対しては、建屋最下層にある湧水サンプに集水する設計とし、湧水サンプポンプにより溢水防護区画へ地下水が流入しない設計としていることを確認した。</p> <p>地下水については、建屋基礎下に設置している集水配管により、建屋最下層にある湧水サンプに集水する設計とし、周囲の地下水水位を考慮しても溢水防護区画へ地下水が流入しないよう、湧水サンプポンプにより排水する設計とすることを確認した。また、湧水サンプポンプ、湧水サンプポンプ電源及び吐出ラインは、基準地震動による地震力に対してその機能を損なわ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、建屋周辺で発生する湧水（地下水）は原子炉補助建屋の最下層に設置されたA及びB湧水サンプへ集水され、発生した湧水（地下水）を排水する湧水サンプポンプ（地下水排水ポンプ）をA及びB湧水サンプにそれぞれ2台設置している。以下のとおり湧水は、湧水サンプポンプにより排水可能であり、重要な安全機能を有する設備に影響を及ぼすことが無いことが示されている。（補足説明資料8-5 本館建屋の湧水排出設備について）</p> <p>③ 機器の誤作動による漏えい事象に対して、漏えい検知システム等による早期検知が可能とし、防護対象設備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>補足説明資料において、機器の作動（誤作動含む）及び機器損傷（配管以外）に対しては、基本的には床ドレン及びシステムドレンにより排水可能な設計としており、漏えい水が区画内に滞留しないよう設計上の配慮がなされており、当該区画若しくは排水先のサンプタンク等において、漏水の発生を検知することが可能な設計とすることが示されている。また、人的過誤に対しては、発生の未然防止を図るために、決められた運用、手順を確実に遵守すると共に、トラブル事例等を参考に継続的な運用改善を行ってことが示されている（補足説明資料9-2 その他の溢水に対する確認について）。</p>

（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

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（玄海3・4号炉）
<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生じた場合、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生じた場合、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生じた場合、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 また、燃料体等からの放射線に対する遮蔽機能（水面の設計基準線量率<math>\leq 0.01\text{mSv/h}</math>）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（玄海3・4号炉）
<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. 溢水防護区画を内包する建屋への外部からの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（玄海3・4号炉）
	<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維持し、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ことを確認した。</p> <p>（水密区画）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>溢水が長期間滞留する水密化区画境界の壁にひび割れが生じるおそれがある場合は、ひび割れからの漏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ことを確認した。 補足説明資料において、水密区画は、耐水性のある塗装を施した壁、堰で囲まれた区画となっており、区画内のタンクおよび付属配管からの漏水を全量区画内に留めることが可能な設計とすることが示されている（補足説明資料2-1 配管貫通部シールの性能について、補足説明資料2-2 水密コンパートメントの仕様について）。また、水密区画を構成する壁については、耐震壁または学協会規格・基準の要件を満たす鉄筋コンクリート造の壁であり、地震時においても健全性は維持できることが示されている（補足説明資料2-3 内部溢水評価における耐震壁等の確認について）。</li> </ul> <p>（貫通部）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、健全性を維持できるとともに保守管理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ことを確認した。</li> </ul> <p>（火災）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災により壁貫通部の止水機能が損なわれ、当該貫通部から溢水防護区画に消火水が流入するおそれがある場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮する設計方針としていることを確認した。また、消火活動により区画の扉を開放する場合は、開放した扉からの消火水の伝ばを考慮する設計方針としていることを確認した。</li> </ul> <p>② 建屋外の溢水源に対して、防護対象設備が設置されている溢水防護区画へ流入しないようにするため、溢水防護区画又は溢水防護区画を内包する建屋に壁、扉、堰等の設置等の流入防止対策を講じる設計としていることを確認した。</p> <p>③ タービン建屋内で生じる溢水及び地下水による溢水に対する設計方針については、「耐津波設計方針」に記載していることを確認した。 補足説明資料において、タービン建屋における溢水については、循環水管の伸縮継手の全円周状の破損及び地震に起因する2次系機器及び屋外タンクの破損を想定し、循環水ポンプを停止するまでの間に生じる溢水量と2次系機器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の流入量を合算した溢水量が、タービン建屋空間部に滞留するものとして溢水水位を以下のとおり算出することが示されている。（添付資料13 防護対象設備が設置されている建屋外からの影響評価）</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（玄海3・4号炉）
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 循環水管の損傷箇所が、津波や2次系機器の保有水の溢水により水没した場合、サイフォン効果を考慮すると、取水ピット及び放水ピット内の水位が循環水管下端高さよりも低い場合でも、損傷箇所を介して継続して海水が流入してくる可能性がある。このため、最終的なタービン建屋の浸水量を算出する際は、サイフォン効果を考慮して評価。</li> <li>・ なお、循環水管の鋼管部が全周破断することはないことから循環水ポンプ運転中はサイフォン効果による浸水は想定しない。</li> <li>・ また、想定破損による溢水量及び消火水の放水による溢水量は、地震による溢水量より少ないことから、地震による溢水の評価に包含される。</li> </ul>

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（玄海3・4号炉）
<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、溢水影響評価における没水の評価では、発生した溢水が床ドレン、機器ハッチ等から下層階に連続的に伝播する現実的な考慮は行わず、各フロアに全ての溢水が一度滞留するとして保守的に没水水位を算出して防護対象設備に対する評価を行っている。</p> <p>そこで、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網羅的に抽出し、抽出した扉等について、溢水影響評価における没水水位を評価し、非管理区域への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、非管理区域への漏えい防止対策を図ることとしていることが示されている（添付資料14 溢水の管理区域外への漏えい防止について）。</p> <p>② 原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋の管理区域内で発生した溢水は、非管理区域との境界を持たない建屋最下層に貯留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、建屋最下層に貯留可能量などが示されている（添付資料14）。</p> <p>また、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網羅的に抽出し、抽出した扉等について、溢水影響評価における没水水位を評価し、非管理区域への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、非管理区域への漏えい防止対策を図ることとしていることが示されている。（添付資料14 溢水の管理区域外への漏えい防止について）</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（玄海3・4号炉）
<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。</p> <p>（注）単一故障の仮定には2種類あることに注意。</p> <p>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。</p> <p>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）系のみの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含めて検討されているか。</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としていることを確認した。</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「表2-1（溢水評価上想定する起因事象の抽出（運転時の異常な過渡変化）」及び「表2-2（溢水評価上想定する起因事象の抽出（設計基準事故）」に示されている。</p>

玄海3・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（玄海3・4号炉）
<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 補足説明資料にて、設計基準対処施設は、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、色分けやタグの取り付けなど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こと、また弁や計装盤等の扉に対して施錠管理を行い、運転員の誤操作を防止する設計方針であることが示されている。新規制基準適合申請に係る設計基準対象追加設備の誤操作防止については、一覧表にて示されている。（10条-17～25）</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</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、適切な対応を行うことにより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場操作場所が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室外原子炉停止盤（中央制御室を退避する必要がある場合における現地操作）</li> <li>DG（外部電源喪失時において、2日後には燃料油貯蔵タンクから燃料油貯油槽（DG用）への現地補給）</li> </ul>



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（玄海3・4号炉）
<p>象が有意な可能性を持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"> <li>主蒸気逃がし弁等（全交流動力電源喪失時において、2次系強制冷却のため主蒸気逃し弁の手動操作、大容量空冷式発電機からの給電操作及びDG復旧操作）</li> </ul> <p>② 補足説明資料において、「操作が必要な環境条件」を想定する対象は、アクセスルート（中央制御室→主蒸気管室、安全補機開閉器室、DG室）も含まれていることが示されている。</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発電用原子力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、外部電源喪失及びばい煙等による操作雰囲気悪化の悪化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）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（10条-27）」及び「（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（10条-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>（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</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、以下のとおり、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を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>耐震性を有する原子炉補助建屋内に設置し、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</li> <li>制御盤等は床等に固定すること</li> <li>地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止するため運転員機に手摺を設置すること</li> </ul> <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> <p>② 地震、風（台風）、竜巻、積雪、落雷、森林火災、火山の影響により外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作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</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（玄海3・4号炉）
	<p>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>動力電源設備から開始されるまでの間においても、無停電電源装置から給電される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 火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化を想定しても、中央制御室の空調系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ができるもの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は系統ごとにグループ化した配列にするとともに、操作器は、形状や色等の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 発電用原子炉の事故の対応操作に必要な各種指示計、発電用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操作盤は、中央制御室に集中して設ける。中央制御室は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器（コントロールスイッチ）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、中央制御室内の写真が示されている。</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 原子炉制御室その他安全施設の操作などについては、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれがある機器・弁や外部環境に影響を与えるおそれのある機器・弁等に対して、色分けによる識別管理を行うとともに、施錠管理を行うこと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。</p>

玄海原子力発電所3・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（玄海3・4号炉）
<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>（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>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（主蒸気配管室等）及び当該現場へのアクセスルートに、避難用照明とは別に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、プラント停止時・冷却操作、監視等の操作が必要となる場所に作業用照明を設置することを確認した。また、作業場所までの移動に必要な照明として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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室</li> <li>・中央制御室外原子炉停止盤</li> <li>・主蒸気逃がし弁（主蒸気配管室）</li> <li>・開閉装置（メタクラ等）</li> <li>・ディーゼル発電機制御盤、ディーゼル発電機本体</li> </ul> <p>作業用照明は、非常用母線に接続してディーゼル発電機からも電力を供給できるもの及び常用母線に接続して蓄電池を内蔵した専用の無停電電源装置から給電可能なものを併設する設計とすることを確認した。</p> <p>（ii-1）</p> <p>① 作業用照明は、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配管室、全交流動力電源喪失発生時に復旧対応が必要となる安全補機開閉器室等、及びこれらへのアクセスルートに設置することにより、昼夜、場所を問わず作業が可能とな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、作業用照明の取り付け箇所が示されている（別図1～5 照明配置図）。</p> <p>② 作業用照明は、非常用母線に接続し、外部電源喪失時にも必要な照明を確保できるよう、ディーゼル発電機からも電力を供給できるもの及び常用母線に接続し、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点灯できるよう、蓄電池を内蔵した専用の無停電電源装置からの給電により点灯を継続することを確認した。</p> <p>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（表2）。</p> <p>③ 作業用照明は、設計基準事故が発生した場合に必要な操作が行えるよう、非常灯（※建築基準法に基づき設置）と同等以上の照度を有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（玄海 3・4 号炉）
	<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。</p> <p>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>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>夜間にタンクローリによるディーゼル発電機燃料の輸送を実施する場合に備えて、輸送開始が必要となる時間までに可搬型照明を準備可能な設計とすることを確認した。</p> <p>(ii-2)</p> <p>① 外部電源喪失時に、ディーゼル発電機が長時間連続運転を行う場合において、タンクローリによるディーゼル発電機燃料の輸送を夜間に実施する場合、仮設照明を使用していることを確認。</p> <p>補足説明資料において、給油作業でヘッドライト等の可搬型照明、タンクローリの前照灯等を使用することが示されている。</p> <p>また、作業場所までの移動に必要な照明として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、(i)①で抽出した作業場所までのアクセスルートで懐中電灯等の可搬型照明を使用することが示されている。</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など仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、可搬型照明も活用する方針であることを確認した。</p> <p>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。</p> <p>③ 可搬型照明は、発電所構内の所定の場所に保管し、タンクローリによる燃料油貯蔵タンクから燃料油貯油そうへディーゼル発電機燃料の輸送開始が必要となる時間（事象発生から 48 時間）までに十分準備可能な設計とすることが示されている。</p> <p>④ 可搬型照明は、初動操作に対応する運転員が滞在する中央制御室に配備することが示されている。</p> <p>⑤ 可搬型照明は、設計基準事故が発生した場合に各現場設置の機器の動作確認作業や機器の操作に用いる照明として懐中電灯等を備えていることが示されている。なお、現場操作が必要となった場合に備え、念のため、可搬型照明は、初動操作に対応する運転員が通常滞在中の中央制御室に保管し、懐中電灯等の可搬型照明も活用し、昼夜、場所を問わず作業を可能としていることが示されている。</p> <p>また、夜間におけるタンクローリによる燃料補給操作においては、ヘッドライト等の可搬型照明およびタンクローリの前照灯等を活用することが示されており、予め必要数を準備しており、タンクローリによる燃料油貯油そうへ燃料補給を開始するまでの時間（事象発生から 48 時間）までには、時間的猶予があるため、タンクローリの前照灯、投光器の照明にて視認性を確保できる環境を維持し、補助的に懐中電灯、ヘッドライト、LED ランタンの可搬型照明を有効活用することが示されている。なお、投光器の配備にあたっては、タンクローリに搭載し、必要に応じて即座に使用できることが示されている。（表 2 照明の種類）。</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（玄海 3・4 号炉）
<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>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</p> <p>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</p> <p>三 （略）</p> <p>（解釈）</p> <p>第 11 条（安全避難通路等）</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>3 （略）</p>		

玄海3・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.....	12-2
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）.....	12-8

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（玄海3・4号炉）																												
<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="163 798 774 1711"> <tr><td colspan="2">原子炉の緊急停止機能</td></tr> <tr><td colspan="2">未臨界維持機能</td></tr> <tr><td colspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</td></tr> <tr><td colspan="2">原子炉停止後における除熱のための</td></tr> <tr><td rowspan="3">(PW R)</td><td>残留熱除去機能</td></tr> <tr><td>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 rowspan="2">(BW R)</td><td>崩壊熱除去機能</td></tr> <tr><td>原子炉が隔離された場合の注水機能</td></tr> <tr><td colspan="2">事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための</td></tr> <tr><td rowspan="2">(PW R)</td><td>原子炉内高圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>原子炉内低圧時における注水機能</td></tr> <tr><td rowspan="3">(BW R)</td><td>原子炉内高圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>原子炉内低圧時における注水機能</td></tr> <tr><td>原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能</td></tr> <tr><td colspan="2">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</td></tr> <tr><td colspan="2">格納容器の冷却機能</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 R)	残留熱除去機能	二次系からの除熱機能	二次系への補給水機能	(BW R)	崩壊熱除去機能	原子炉が隔離された場合の注水機能	事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための		(PW R)	原子炉内高圧時における注水機能	原子炉内低圧時における注水機能	(BW R)	原子炉内高圧時における注水機能	原子炉内低圧時における注水機能	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		<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>(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>確認結果（玄海3・4号炉）</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、アニュラス空気浄化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、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及び格納容器スプレイリングを抽出していることを確認した。</p> <p>「2.1.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計箇所の抽出」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、単一設計の機器、長期間にわたり機能要求される設備、他系統を用いて機能を代替できない設備が整理されていることを確認した。</p> <p>※新設プラントであれば、単一の設計とするところを設置許可として宣言する（宣言しなければ、多重性又は多様性を確保）だけだが、既設プラントであるため、重要度が特に高い安全機能を有する系統のうち単一の設計としている箇所が網羅的に抽出されていることが示されている。</p> <p>「2.1.1 長期間にわたり安全機能が要求される単一設計の抽出」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。</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"> <li>・ 図2 アニュラス空気浄化設備系統概略図</li> <li>・ 図3 安全補機室空気浄化設備系統概略図</li> <li>・ 図4 格納容器スプレイリング概略図</li> <li>・ 図5 事故時に1次冷却材をサンプリングする設備の系統概略図</li> </ul> <p>② ①で抽出された系統の中から、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"> <li>・ アニュラス空気再循環設備のダクトの一部</li> <li>・ 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</li> <li>・ 格納容器スプレイ設備のスプレイリング</li> </ul>
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 R)	残留熱除去機能																													
	二次系からの除熱機能																													
	二次系への補給水機能																													
(BW R)	崩壊熱除去機能																													
	原子炉が隔離された場合の注水機能																													
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための																														
(PW R)	原子炉内高圧時における注水機能																													
	原子炉内低圧時における注水機能																													
(BW R)	原子炉内高圧時における注水機能																													
	原子炉内低圧時における注水機能																													
	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																														

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（玄海3・4号炉）
<p>格納容器内の可燃性ガス制御機能</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>非常用の交流電源機能</p> <p>非常用の直流電源機能</p> <p>非常用の計測制御用直流電源機能</p> <p>補機冷却機能</p> <p>冷却用海水供給機能</p> <p>原子炉制御室非常用換気空調機能</p> <p>圧縮空気供給機能</p> <p>二 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</p> <p>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</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能</p> <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>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>（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>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>・ 試料採取設備のうち単一の設計とする事故時に1次冷却材をサンプリングする設備</p> <p>③ ①にあるとおり静的機器（配管等）であって、多重化されていない部分が系統概要図で示されている。</p> <p>（多様性）</p> <p>④ 「添付資料1 8. 重要度の特に高い安全機能を有する系統の信頼性について」において、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方針であること、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るよう設計上の配慮を図っていることが示されている。</p> <p>ハザードとしては、地震、津波、内部溢水、内部火災、竜巻、火山、落雷、生物学的事象、森林火災、高潮及び風等のその他の自然現象が考えられる。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。</p> <p>（独立性）</p> <p>⑤ 「添付資料1 8. 重要度の特に高い安全機能を有する系統の信頼性について」において、安全機能が喪失する共通要因としては、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の相互依存要因が考えられ、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。</p> <p>(1) 環境要因</p> <p>環境要因としては、温度、湿度、圧力又は放射線が考えられる。これらの要因に対しては、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。具体的には、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) 相互依存要因</p> <p>相互依存要因としては、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が考えられる。これらの要因に対しては、多重性及び独立性を確保することにより、各系統若しくは各機器が有する安全機能が相互依存要因によって同時に喪失することがないように設計している。なお、補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプの他、タービン動補助給水ポンプを設置しており、多様性を確保している。</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されていることが示されている。</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、当該系統を構成する機械又は器具の構造、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る。各系列又は各系列相互間は、離隔距離を取るか必</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（玄海3・4号炉）
		<p>要に応じ障壁を設ける等により、物理的に分離するとともに、当該系統を構成する機器に短期間では動的機器の単一故障、若しくは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が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能を達成できる設計方針であることが示されている。</p>
<p>2 (解釈) 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、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。</u></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であれば、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系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用い</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>(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>① 抽出された機器については、単一故障として最も厳しい状況として完全機能喪失を想定し、配管は完全全周破断、フィルタは閉塞を想定することを確認した。</p> <p>② 「アニュラス空気浄化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、故障の除去又は修復が確実に可能とし安全機能を喪失しないため「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>「1次冷却材をサンプリングする設備」及び「原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリング」については、単一の設計としても「他の機能に期待しなくても安全機能が確保」又は「他の機能により代替可能であり安全機能が確実に代替」とすることで安全機能を喪失しないため「多重性の要求を適用しない」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>アニュラス空気浄化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</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（玄海3・4号炉）
<p>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>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で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"> <li>・ 単一故障を確実に検知できるか（検知性）</li> <li>・ 修復のために接近が必要な場合、作業は成立するか</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul> <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>具体的には以下のとおり。「2.1.2 アニュラス空気浄化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」</p> <p><b>全周破断：</b>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。また、フィルタユニットは、瞬時に全周破断に至ることはなく、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><b>閉塞：</b>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 <b>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</b>ことを確認した。</p> <p>具体的には以下のとおり。「2.1.2 アニュラス空気浄化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」</p> <p><b>検知性：</b>ダクトの全周破断が発生した場合、中央制御室での確認（系統流量減少）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、巡視点検時のフィルタ差圧計の確認、中央制御室での系統流量減少の確認により、早期に検知可能</p> <p><b>修復作業性：</b>ダクトは、補修箇所を特定後、高所の場合は足場設置等により作業性を確保し、補修箇所の除去後、あて板を鉄板ビスにより固定し、漏えいを防止する。作業時間は、余裕を見込んで足場設置・解体（計2日）と補修（1日）合計3日間に対応が可能。補修に要する資機材は、発電所内に整備。フィルタは、発電所構内に予備品を保有しており、検知後半日程度で取替可能だが、余裕を見込んで1日間の見込。</p> <p>③ <b>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</b>を確認した。</p> <p>具体的には以下のとおり。「2.1.2 アニュラス空気浄化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」</p> <p><b>ダクト全周破断：</b>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については、既設置許可（添付十）の評価結果の実効線量約0.086mSvと同程度（それぞれ約0.092mSv、約0.096mSv）であり、事故時の判断目安である実効線量5mSvに対して余裕があることが示されている。</p> <p><b>フィルタ閉塞：</b>事故発生24時間後～2日の期間（1日間）ヨウ素用フィルタのヨウ素除去効果がなくなることを考慮しても既設置許可（添付十）の評価結果の実効線量0.086mSvと同程度（約0.096mSv）であり、事故時の判断目安である実行線量5mSvに対して余裕があることが示されている。</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（玄海3・4号炉）
	<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>④ 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ことを確認した。</p> <p>具体的には以下のとおり。「2.1.2 アニュラス空気浄化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」</p> <p>ダクト全周破断：補修作業環境の線量率としてアニュラス空気再循環設備のダクト破損時が最大（約 5.3mSv/h）とあるが、現場での作業は放射線管理のもとで行うことを踏まえると、被ばく量をさらに低減することができ、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 に対して十分な余裕があることが示されている。</p> <p>フィルタ閉塞：安全補機室排気フィルタの取替時の影響について、原子炉冷却材喪失を対象として、1日間の作業を考慮して作業環境評価を行った。その結果、現場での1日間（10時間）の作業を考慮した場合、被ばく量は約 27mSv（安全補機室空気浄化設備、フィルタ交換時の線量率約 2.6mSv/h に作業時間（10時間）を乗じて算出）となり、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 に対して十分な余裕があることが示されている。</p> <p>「添付資料1 2.10%漏えい破損の想定について」において、上記の具体的な説明が示されている。</p>
	<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>① 1次冷却材をサンプリングする設備及び原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリングは、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：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、格納容器再循環サンプ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>具体的には、出力運転時ほう素濃度2100ppm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</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（玄海3・4号炉）
	<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、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。</p>	<p>1850ppm以上と算出されることが示されている。「2.1.3 事故時に1次冷却材をサンプリングする設備の機能代替」</p> <p>原子炉格納容器スプレイ設備のスプレイリング：                  静的機器で単一設計とするスプレイリングを有する原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える配管一箇所の全周破断を仮定した場合であっても、スプレイ流量を確保するための逆止弁を設置することにより、動的機器の単一故障を仮定した場合と同等の格納容器の冷却機能を達成できるため、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>設計基準事故の解析における核分裂生成物の放出量及び線量の評価は、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一の設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断を考慮した場合の敷地境界外における最大の実効線量は、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定した場合に比べて若干上昇するが、この場合でも約0.096mSvであり、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。</p> <p>原子炉格納容器圧力の最高値は、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定した場合（約0.320MPa〔gage〕）と同じであることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度の変化は、事故発生後30日時点で低圧注入系1系列の不作動を仮定した場合と同程度の約3.6%であり、4%に達することはないことを確認した。</p> <p>格納容器スプレイ流量を確保するため、新たに設置する逆止弁の設置場所を検討し、設計基準事故の解析内容及び結果が示されている。設計基準事故の解析では、既許可におけるディーゼル発電機1台の単一故障を仮定した解析との対比が示されている。</p> <p>「2.1.4 原子炉格納容器スプレイ設備の影響評価」、「添付資料1 7. 原子炉格納容器スプレイ設備について」</p> <p>② 切替操作はない。</p>

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（玄海3・4号炉）
<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>&lt;解釈&gt;</p> <p>11 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"> <li>・ 原子炉の緊急停止機能</li> <li>・ 未臨界維持機能</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</li> <li>・ 原子炉停止後の除熱機能</li> <li>・ 炉心冷却機能</li> <li>・ 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。）</li> <li>・ 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</li> <li>・ 安全上特に重要な関連機能</li> </ul> <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>12 第6項に規定する「安全性が向上する場合」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</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空調装置について、3号炉及び4号炉において共用していることを確認した。</p> <p>具体的には「表15 共用設備の抽出結果」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非中央制御室及び中央制御室空調装置だけであることが示されている。「2.2 安全施設の共用・相互接続」</p> <p>② 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、中央制御室空調装置については、各号炉の空調装置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、3号炉及び4号炉の安全性が向上していることを確認した。</p> <p>同じく抽出された中央制御室空調装置は、各号炉に設置し片系列単独で居住性に係る判断基準を満足する設計とする。また、共用により更なる多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性が向上する設計とすることを確認した。「2.2.1 共用設備の抽出方法」</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（玄海3・4号炉）
<p>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、火災感知設備、消火設備、溢水防止設備、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）については、3号炉及び4号炉において共用するとし、補助蒸気連絡ライン（高圧・低圧）については、相互に接続することを確認した。</u></p> <p>具体的には「表17 共用の理由と適切性」において、共用又は相互接続する施設が網羅的に整理されており、そのうち重要安全施設以外の安全施設のうち、相互接続する設備は補助蒸気連絡ライン（高圧・低圧）だけであること、共用する設備は、火災感知設備、消火設備、溢水防止設備、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）であることが示されている。「2.2.2 相互接続設備の抽出方法」</p> <p>② <u>抽出された火災感知設備、消火設備、溢水防止設備、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、共用することにより、3号炉、4号炉の安全性が損なわれないとしている。抽出された補助蒸気連絡ライン（高圧・低圧）は、相互に接続しても各号炉の補助蒸気の設計圧力等が同じであり、3号炉及び4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> <p>具体的には、補助蒸気連絡ライン（高圧・低圧）は、3号炉及び4号炉間で相互に接続するものの、接続する設備の設計圧力等は同じとし、連絡時に他号炉の安全性を損なわない設計とする。連絡時以外においては、連絡弁を施錠閉とすることにより物理的に分離し、他号炉に悪影響を及ぼすことのない設計とすることを確認した。「2.2.2 相互接続設備の抽出方法」</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（玄海3・4号炉）													
<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って、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>&lt;解釈&gt;</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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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統</td> <td>試験のできる設計であること</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器</td> <td>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</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統	試験のできる設計であること	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	
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統	試験のできる設計であること														
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														

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（玄海3・4号炉）
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>		



玄海3・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（玄海3・4号炉）
<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>&lt;解釈&gt;</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25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を確保するために必要となる設備に十分長い間電源供給が可能な容量を備えた設計とされていることを確認した。</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25分であることを確認した</p> <p>補足説明資料において、「約25分間」について重大事故等に対処するための代替電源設備から電力が供給されるまでの間のうちの最長時間であることが示されている。（参照「添付1 大容量空冷式発電装置からの給電開始に要する時間」）</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発電用原子炉を安全に停止し、1次冷却系統においては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、制御電源の確保等があることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、必要な負荷として工学的安全施設等の継電器、開閉器（メタクラ制御電源等）、電磁弁（リレー室直流分電盤）、計装電源盤等があることが示されている。</p> <p>また、給電パターンとして電源喪失後30分までにディーゼル発電機初期励磁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負荷の切り離しを行うことなく可能であることが示されている。さらに、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプを原子炉制御室から停止することが示されている。</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1600A・hで設計することで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約25分に対して十分長い間確保できることを確認した。また、蓄電池（安全防護系用）は蓄電池A及び蓄電池Bの2組で構成し、据置型蓄電池で独立したものであり、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。</p> <p>また、非常用の直流電源設備は、2組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、直流コントロールセンタ等で構成し、いずれの1組が故障しても残りの系統でプラントの安全性を確保することを単線結線図において</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（玄海3・4号炉）
	<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>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約4時間以上、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。（14条-p16～27「2.3 蓄電池（安全防護系用）の容量」）その結果、3号機A系、B系それぞれ1,578A・h、1,595A・hの負荷、4号機A系、B系それぞれ1,568A・h、1,596A・hの負荷となることが示されている。</p> <p>負荷の算出にあたっては、使用年数等により変化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、経年使用している蓄電池については、設計想定寿命を考慮した容量試験により測定実績では100%以上の容量がある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、巡視点検、日常整備、定期点検及び定期事業者検査の頻度及び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、蓄電池（安全防護系用）に加えて蓄電池（重大事故等対処用）を使用する。この際の単線結線図、給電パターン及びA系統とB系統の具体的な負荷名称（「参考1-2 所内常設蓄電式直流電源（3号炉 トレンA給電パターン）」、「参考1-4 所内常設蓄電式直流電源（3号炉 トレンB給電パターン）」、「参考1-6 所内常設蓄電式直流電源（4号炉 トレンA給電パターン）」、「参考1-8 所内常設蓄電式直流電源（3号炉 トレンB給電パターン）」）、監視計器の電源（「参考1-3 3号炉 トレンA不要直流負荷切り離しリスト」、「参考1-5 3号炉 トレンB不要直流負荷切り離しリスト」、「参考1-7 4号炉 トレンA不要直流負荷切り離しリスト」、「参考1-9 4号炉 トレンB不要直流負荷切り離しリスト」）、計測制御用電源の常用系と非常用系の識別（「参考3 計測制御用電源単線結線図」）が示されている。</p>

玄海3・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..... 16-2
- 2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保..... 16-3

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（玄海3・4号炉）
<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。【工事計画においては、燃料集合体以外の重量物落下防止対策は、具体的なライニングの健全性、ピットからの離隔及びクレーンの固縛等を確認】</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（燃料取扱棟の構造物、使用済燃料ピットクレーン、燃料取扱棟クレーン）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：「別添1 使用済燃料ピットへの重量物落下について」）選定フローにおいては、使用済燃料ピットとの離隔距離や選定された重量物の設置方法等を考慮して、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、耐震評価、設備構造及び運用状況について、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：「別添1 3. 使用済燃料ピット周辺の設備等の抽出」、「別添1 4. 使用済燃料ピットへの落下を検討すべき重量物の抽出」）</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（参照：「別添1 別紙1 気中落下試験によるライニング評価」）。</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) 燃料取扱棟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、燃料取扱棟の屋根を支持する鉄骨梁は、基準地震動に対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料ピット内に落下しない設計とすること、また、屋根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>クレーン本体の健全性評価においては、保守的に吊荷ありの条件で、ホイスト支柱等に発生する地震荷重が許容応力以下で設計することを確認した。</p> <p>転倒落下防止評価においては、走行レール頭部抱き込む構造をしたクレーンの浮き上がり防止爪について、保守的に吊荷なしの条件で、地震時の発生応力が、転倒防止金具爪、取付けボルト等の許容</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（玄海3・4号炉）
		<p>応力以下で設計することを確認した。</p> <p>走行レールの健全性評価においては、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設計することを確認した。</p> <p>(3) 燃料取扱棟クレーンについては、使用済燃料ピットの上部に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で、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が使用済燃料ピットに落下しない設計とする。</p> <p>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換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燃料ピットへの落下物とならないことを確認した。</p> <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（地震による破損、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。（参照：P16条-別添1-10～24）</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（玄海3・4号炉）
<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>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</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なように設計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"> <li>・それを検知して原子炉制御室に伝える</li> <li>・または、異常が生じた水位及び水温を自動的に制御する</li> </ul> <p>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>	<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し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、計測範囲、警報動作範囲、取付箇所及び個数について示されている。（参照：P16条-別添2-1～4）</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。（参照：P16条-別添2-5）</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（玄海3・4号炉）
<p>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>	<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>（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>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>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：「使用済燃料ピット監視設備の電源構成概略図」（P16条-別添2-6））</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（玄海3・4号炉）
<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。</li> <li>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</li> <li>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。 <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</li> </ul> </li> <li>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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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って、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。</li> <li>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って、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れいを検知することができるものとする。</li> </ul> </li> <li>三 （略）</li> <li>四 （略）</li> <li>五 （略）</li> <li>六 （略）</li> <li>七 （略）</li> <li>八 （略）</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <p>（解釈）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。「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。</li> <li>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つては、放射性物質の放出を低減するものを設けなくてもよい。</li> <li>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</li> </ul>		

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（玄海3・4号炉）
	<p>以上貯蔵することができる容量を確保すること。                      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>	



玄海3・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（玄海3・4号炉）
<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。（参照：P17条-41）</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「第5.1.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図」で確認した。</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、RCSループドレン弁、加圧器ベント弁、加圧器安全弁入口ループシールドドレン弁及び余熱除去ポンプ入口ラインTC弁については、通常時又は事故開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施することを確認した。 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。※余熱除去系統入口ラインは第2隔離弁までをバウンダリとするが、自主的に施錠（参照：P17条-16～17）</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（玄海3・4号炉）
	<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><b>【補足説明資料】</b></p> <p>② 上記のバウン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RCPB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>① 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に十分なじん性を有する設計とすることを確認した。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ことを確認した。また、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ことを確認した。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 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RCSバウン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、原子炉冷却材圧力バウン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：「余熱除去系統入口ラインの配管・弁の仕様」（P17条-18））</p> <p>③ 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 余熱除去系統入口ラインのクラス変更に伴う評価内容の変更について」P17条19～25）</p> <p>④ 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 余熱除去系統入口のクラス変更に伴う保全方法の変更」、「2.6 新たなバウンダリ拡大範囲に対する漏えい検査方法、手順について」、「2.7 RCSバウンダリ範囲拡大に伴う弁、配管等の品質保証及び検査内容の変更について」（P17条-26～34））</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"> <li>・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</li> <li>・当該箇所については、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</li> <li>・溶接を実施するものは、第三者機関にて認可された発電用原子炉施設の溶接士が溶接を実施したこと</li> <li>・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</li> </ul>

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（玄海3・4号炉）
		<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>

玄海原子力発電所 3・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 2 4 条））

設置許可基準規則第 2 4 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（玄海 3・4 号炉）
<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。</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>（i）</p> <p>（物理的分離）</p> <p>① 安全保護系のアナログ回路は、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。 安全保護系のアナログ回路が収納された盤の施錠管理方法を含む手順を整備することを確認した。 補足説明資料において、盤の施錠等（写真）が示されている。また、盤の施錠等を行い、許可された者以外にはハードウェアを直接接続できない対策を実施することが示されている。（参照：「2.3 安全保護系計器ラックの物理的分離対策」（P24 条-21））</p> <p>② 発電所出入管理による物理的アクセスの制限により、不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する設計とすることを確認した。</p> <p>（機能的分離）</p> <p>③ 安全保護系のアナログ回路は、外部ネットワークへのデータ伝送の必要がある場合は、ゲートウェイを介して一方通信（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、安全保護系計器ラックのデータ信号について伝送経路等が示されている。（参照：「2.4 安全保護系計器ラックの機能的分離対策及び物理的アクセス制限」（P24 条-22））</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（玄海3・4号炉）
<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>（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 &amp; Verification）が実施されていること等を確認する。</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>（ii）</p> <p>（調達管理）</p> <p>① 玄海原子力発電所においては、アナログ回路を用いた安全保護回路であり、デジタル計算機を用いる際に必要な対策は不要であることを確認した。  補足説明資料において、安全保護系のアナログ回路は、電子計算機（デジタル計算機）を使用せず、ソフトウェアを使用しないことが示されている。  また、安全保護系のアナログ回路の構成を示している。【24条：「2.2 安全保護系計器ラックの概要」（P24条-20）】</p> <p>（ソフトウェアの信頼性）</p> <p>② 玄原子力発電所においては、アナログ回路を用いた安全保護回路であり、デジタル計算機を用いる際に必要な対策が不要であることを確認した。  補足説明資料において、安全保護系のアナログ回路は、電子計算機（デジタル計算機）を使用せず、ソフトウェアを使用しないことが示されている。また、安全保護系のアナログ回路の構成を示している。【24条：「安全保護系計器ラックの概要」（P24条-20）】</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（玄海3・4号炉）
<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>		

玄海3・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.....	33-5
(4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保.....	33-6
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.....	33-9

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（玄海3・4号炉）
<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に、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、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に、発電機、送電線、変圧器、母線等に保護継電器を設置し、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、異常を検知した場合は、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が動作することにより、その拡大を防止する設計とする。</p> <p>「2. (4) 送電線の事故波及防止」において、開閉所、変圧器、発電機、非常用高圧母線それぞれについて、保護継電装置の種類が示されている。（変圧器1次側における1相開放は②へ）</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によって、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。送電線は複数回線との接続を確保し、1回線となる場合には巡視点検による異常の早期検知ができるよう、送電線引き留め部の外観確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>「2. 1. 2 (2) 事故波及防止」、「添付資料-2 変圧器1次側1相開放が発生した場合の対応について」において、変圧器一次側1相開放が発生した場合の対応について示されている。</p> <p>（検討経緯）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2012年1月30日、米国のバイロン2号炉において、外部から所内電源系に給電している架線の碍子が脱落し、当該3相交流電源に1相開放故障が発生。その結果、原子炉がトリップし、安全系補機が起動。しかし、この故障が検知されなかったため、非常用DGが起動せず、電圧が不平衡となって安全系補機類が過電流トリップ。結果的には、運転員が1相開放故障状態に気づき、外部電源の遮断器を手動で動作させることにより、外部電源系から非常用母線が開放され、非常用DGが自動起動し電源を回復。</li> </ul> <p>（1相開放故障が生じにくい電力系統）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>当該発電所は、変圧器1次側（外部電源系側）の接続部位は、米国バイロン2号炉のように全面的な架線接続ではなく、接地された筐体・管路内等に配線された構造（一部架線あり）。筐体・管路内等の配線においては、断線による1相開放故障が発生したとしても、接地された筐体・管路等を通じ完全地絡となることで、保護継電器による検知が可能。</li> <li>複数回線からの同時受電時（例えば、187kVの2回線受電や500kVの2回線受電）は、1相解放故障が発生した場合でも、残り1回線で各相の電圧を維持できる。500kV系統からの受電中は電流計測定</li> </ul>



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（玄海3・4号炉）
<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>精度より電流監視ができないため、1回線受電となった場合には予備回線（187kV系統）からの予備変圧器により切り替える。予備回線は4回線あることから、1回線受電とならないよう運用管理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用高圧母線の電圧を監視する不足電圧継電器又は補機の電流を監視する過電流継電器及び回転機温度継電器等の保護継電器を設置。仮に、1相開放故障が発生した場合は、母線電圧の低下や補機が過電流となる事象が考えられるため、これらの継電器においても、1相開放故障の兆候を検知することは可能。</li> </ul> <p>（1相開放故障が生じた場合の対応）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ しかし、プラントの負荷状態や変圧器の巻線構成等により必ずしもこれらの継電器の作動値までパラメータが変化するとは限らない場合が考えられる。仮に自動で検知できない架線部で1相開放故障が発生した場合は、故障箇所が長時間放置されないよう、1回/1日（受電時）の巡視点検により故障が発生していないことを確認。</li> </ul>
	<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）</p> <p>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、220kV母線は2母線で構成することを確認した。500kV送電線は主変圧器及び所内変圧器を介し、220kV送電線はタイライン及び予備変圧器を介し発電用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、所内変圧器を介し発電用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し、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、自動又は手動で容易に切り替わる設計とすることを確認した。</p> <p>「2.1.2(1)設備構成」において、電源設備の受電順序として、発電機より受電、500kV送電線から受電、220kV送電線から受電、ディーゼル発電機から受電の順に自動で切り替えられ、号機間融通ケーブルは手動にて切り替えることが示されている。</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（玄海3・4号炉）
<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（玄海幹線）2ルート2回線と、受電専用220kV送電線（玄海原子力線）1ルート2回線の3ルート4回線で電力系統に連系しており、500kV送電線は、本発電所から約24km離れた西九州変電所及び約65km離れた脊振変電所に連系し、220kV送電線は、本発電所から約21km離れた西九州変電所に連系することを確認した。</p> <p>① 500kV送電線は、約24km離れた西九州変電所及び約65km離れた脊振変電所に連系する。また220kV送電線は、約21km離れた西九州変電所に連系し接続先が複数の変電所であり、場所については送電系統図で確認した。</p> <p>「2. (2) 変電所の独立性」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。</p> <p>② 500kV送電線は、約24km離れた西九州変電所及び約65km離れた脊振変電所に連系する。また220kV送電線は、約21km離れた西九州変電所に連系する。これらの変電所は、おのおの、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の接続された送電線すべてが停止する事態に至らない設計とすることを確認した。</p> <p>「2.1.1(1) 設備構成」において、送電系統概要図が示されており、500kV送電線は、1回線で3号炉及び4号炉の発生電力を送電し得る容量があり、1回線事故が発生しても3号炉及び4号炉を運転できることが示されている。</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（玄海3・4号炉）
<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) 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>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>① 設計基準対象施設に連系する500kV送電線（玄海幹線）2回線と220kV送電線（玄海原子力線）2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。 「2.1.1(3)送電線の物理的分離」において、発電所外部電源線の交差場所が示されている。</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することを確認した。さらに、500kV送電線と220kV送電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。 「添付1 送電鉄塔の物理的分離について」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（自主対応）及び併架鉄塔部の状況により示されている。</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（玄海3・4号炉）
<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>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 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>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4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3号炉及び4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、母線連絡用遮断器、主変圧器及び所内変圧器を介し、3号炉及び4号炉に接続するとともに、220kV送電線はタイライン及び予備変圧器を介し、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、開閉所単線結線図を確認した。</p> <p>「2.1.2(7)タイライン」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。</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。具体的には、碍子は可とう性の高いものを使用し、遮断器等は重心の低いガス絶縁開閉装置を採用している。</p> <p>「2.1.2(3)遮断器等の耐震性」において、ガス絶縁開閉装置の種類や碍子の種類が示されている。</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。開閉所等とは、開閉所から主発電機側の送受電設備であり、送電線引留部の碍子に対しては、碍子洗浄できる設計とすることで、塩害対策が考慮されていることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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>非常用所内電源設備について、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、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、直流電源単線結線図を確認した。</p> <p>「2.2.1 ディーゼル発電機」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。</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おいても、機能が喪失しない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の完全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。</p> <p>③ ディーゼル発電機については、7日間の外部電源喪失を仮定しても、連続運転により必要とする電力を供給できるよう、7日間分の容量以上の燃料を敷地内の燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯油そうに貯蔵する。また、燃料油貯蔵タンクと燃料油貯油そう間はタンクローリにより輸送する設計とすることを確認した。</p>
	<p>(ii) 燃料貯蔵設備が物理的に離れており燃料の輸送手段としてタンクローリ等の車両を使用する場合においても同様の要求事項を確認する。</p> <p>① 恒設の配管ではなくタンクローリ等の車両を非常用燃料貯蔵設備（安全重要度MS-1、耐震Sクラス）の関連の手段として用いる場合は、当該設備と同等の信頼性を有していることを確認。</p> <p>② 具体的にはメンテナンス等の待機除外、タンクローリ等の単一の故障又は竜巻等の想定される自然現象若しくは人為事象によってもタンクローリが非常用ディーゼル発電機を7日間連続運転するための燃料を輸送できる台数が確保され燃料の運搬を確実にできることを確認。</p>	<p>非常用ディーゼル発電機等の7日間連続運転を可能とするために、必要となる燃料を貯蔵する設備として、燃料油貯油そうに加えて燃料油貯蔵タンクを設置し、地震等の自然現象及び人為事象（故意によるものを除く。）を想定しても、輸送手段を必ず1手段確保し、燃料油貯蔵タンクから燃料油貯油そうへの燃料の輸送を確実にを行うとしていることを確認した。</p> <p>① 配備するタンクローリは地震、津波及び想定される自然現象並びに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。）によっても、同時に機能喪失しないよう、位置的分散等を図り、必ず1台確保する設計（常時2台以上（玄海原子力3・4号炉共用）を分散配置）とする確認した。</p> <p>「2.2.1 ディーゼル発電機」、「添付4 添付資料-5 単一故障等に対する信頼性」において、タンクローリが単一故障したとしても確実に燃料輸送が可能であることが示されている。</p> <p>② タンクローリの配備台数については、タンクローリの故障のほか、輸送に必要な所要時間、重油移送配管による輸送ルートの多様性を考慮し常時2台以上を配備することを確認した。</p> <p>「添付4 添付資料-7 自然現象等に係る検討」、「添付4 添付資料-8 タンクローリの保管場所及び輸送ルートの健全性評価方針」の保管場所及び移動ルートの健全性について示されている。</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（玄海3・4号炉）
	<p>③ 【運用上の方針】タンクローリ等の保管場所及び輸送ルート of 健全性が確認され、また輸送手順・体制等が整備されることを確認。</p>	<p>③ タンクローリによる燃料の輸送に関しての手順を予め整備し、的確に実施すること、待機除外時を含めたタンクローリの台数、容量及び保管場所については、適切に管理すること、タンクローリを使用する際には、必要な危険物取扱者（乙種）免許所持者、大型自動車免許所持者等の有資格者及び必要な輸送作業者を確保することを確認した。</p> <p>「別添 玄海原子力発電所3号炉及び4号炉運用、手順説明資料 保安電源設備」において、燃料油貯蔵タンクからの燃料輸送方法、タンクローリによる燃料輸送作業の成立性が示されている。</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（玄海3・4号炉）
<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)</p> <p>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>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にあっても、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3号炉に単独で設置し、他の原子炉施設と共用しない設計としていることを確認した。</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>
---

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（玄海3・4号炉）
5 (略)		
6 (略)		
7 (略)		
8 (略)		



玄海3・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><b>第4条（地震による損傷の防止）</b>                      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。</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>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><b>解釈</b>                      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> <p>1. 耐震重要度分類・・・解釈別記2の第2項                      ✓ 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。</p> <p>2. 弾性設計用地震動・・・解釈別記2の第4項                      ✓ 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。</p> <p>3. 地震力の算定法・・・解釈別記2の第4項及び第7項                      ✓ 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。</p> <p>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                      ✓ 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。</p> <p>5. 設計における留意事項・・・解釈別記2の第6項                      ✓ 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。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項
<p><b>第39条（地震による損傷の防止）</b>            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><b>解釈</b>            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"> <li>1. 重大事故等対処施設の分類</li> <li>2. 弾性設計用地震動（※）。</li> <li>3. 地震力の算定法</li> <li>4. 荷重の組合せと許容限界</li> <li>5. 設計における留意事項</li> </ol> <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（玄海3・4号炉）
<p><b>第4条（地震による損傷の防止）</b>                  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><b>解釈別記2</b>                  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><b>【地震ガイド：確認内容】</b>                  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>耐震重要度分類の適用について、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><b>（1）施設の分類</b>                  設計基準対象施設については、耐震重要度に応じて、重要な安全機能を有する施設及び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><b>（2）設備の区分</b>                  設計基準対象施設を構成する設備については、その施設に要求される安全機能の役割に応じて、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評価すべき施設に区分する。</p> <p><b>（3）検討用地震動の設定</b>                  間接支持構造物及び波及的影響を評価すべき施設については、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当該施設に波及的影響を及ぼさないことを確認する地震動）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（玄海3・4号炉）
<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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。）</li> <li>・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。）</li> </ul> <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"> <li>・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</li> <li>・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。）</li> <li>・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</li> <li>・使用済燃料を冷却するための施設</li> <li>・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</li> </ul> <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（玄海3・4号炉）
<p><b>第39条（地震による損傷の防止）</b>            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><b>解釈</b></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>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動による地震力及び静的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>

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（玄海3・4号炉）
<p><b>第4条（地震による損傷の防止）</b>                  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><b>解釈別記2</b>                  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><b>【地震ガイド：確認内容】</b>                  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>弾性限界と安全機能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 <math>S_1</math> 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0.6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><b>（1）地震動設定の条件</b>                  基準地震動との応答スペクトルの比率については、工学的判断として以下を考慮し0.6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、弾性限界と安全機能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 <math>S_1</math> 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 <math>S_1</math> 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><b>（2）弾性設計用地震動</b>                  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 <math>324\text{cm/s}^2</math> 及び鉛直方向 <math>216\text{cm/s}^2</math>、Sd-2 については水平方向 <math>161\text{cm/s}^2</math> 及び鉛直方向 <math>103\text{cm/s}^2</math>、Sd-3 については水平方向 <math>314\text{cm/s}^2</math> 及び鉛直方向 <math>223\text{cm/s}^2</math>、Sd-4 については水平方向 <math>372\text{cm/s}^2</math> 及び鉛直方向 <math>192\text{cm/s}^2</math>、Sd-5 については水平方向 <math>319\text{cm/s}^2</math> 及び鉛直方向 <math>291\text{cm/s}^2</math> である。                  なお、弾性設計用地震動の年超過確率は <math>10^{-3} \sim 10^{-5}</math> 程度となる。</p> <p>上記の最大加速度は、添付書類八第1.4.4図～第1.4.8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（玄海3・4号炉）
<p><b>第4条（地震による損傷の防止）</b></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>【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"> <li>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について必要に応じて考慮すること。</li> </ul> <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"> <li>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について必要に応じて考慮すること。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<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は、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（以下「共振影響検討用の地震動」という。）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は、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。この際、地盤条件については、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>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、地震応答解析方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><b>解釈別記2</b></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"> <li>（省略）</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <p>二（省略）</p>	<p>5.1.1 基準地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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について必要に応じて考慮すること。</li> </ul> <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"> <li>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について必要に応じて考慮すること。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<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は、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（以下「共振影響検討用の地震動」という。）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は、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。この際、地盤条件については、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>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、地震応答解析方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><b>解釈別記2</b></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"> <li>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</li> </ul>	<p>5.1.1 基準地震動による地震力</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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について必要に応じて考慮すること。</li> </ul> <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"> <li>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について必要に応じて考慮すること。</li> <li>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。</li> </ul> <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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<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は、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（以下「共振影響検討用の地震動」という。）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は、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。この際、地盤条件については、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>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、地震応答解析方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>



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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>		

（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（玄海3・4号炉）
<p><b>第4条（地震による損傷の防止）</b>                  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><b>解釈別記2</b>                  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<math>C_i</math>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<math>C_i</math>は、標準せん断力係数<math>C_0</math>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<math>C_i</math>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<math>C_0</math>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<math>C_i</math>に施設の耐震重</p>	<p><b>【地震ガイド：確認内容】</b>                  5.2 静的地震力                  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。                  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、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（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は、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、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は、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（玄海3・4号炉）
<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul> <p>なお、上記①及び②において標準せん断力係数<math>C_0</math>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（玄海3・4号炉）
<p><b>第39条（地震による損傷の防止）</b>            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（玄海3・4号炉）
<p><b>第4条（地震による損傷の防止）</b>                      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                      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ることを確認した。                      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、<b>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</b>を確認した。</p>
<p><b>解釈別記2</b>                      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、運転時に作用す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><b>解釈別記2</b>                      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・構築物については、基準地震動による地震力との組合せにおいて、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）が十分な余裕を有し、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・構築物については、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、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>*****                      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（玄海3・4号炉）
<ul style="list-style-type: none"> <li>・（省略）</li> <li>二 Bクラス                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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。</li> </ul> </li> <li>・（省略）</li> <li>三 Cクラス                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> </li> <li>・（省略）</li> </ul>		
<p><b>解釈別記2</b></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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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（玄海3・4号炉）
態に至る限界の最大荷重負荷をいう。（以下省略）		

(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（玄海3・4号炉）
<p><b>第4条（地震による損傷の防止）</b>                      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><b>解釈別記2</b>                      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><b>解釈別記2</b>                      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><b>【地震ガイド：確認内容】</b>                      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。                      ・上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微少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</p> <p>(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>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>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>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。</p> <p>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>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>② 許容限界                      Sクラスの機器・配管系については、基準地震動による地震力との組合せにおいて、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。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・配管系については、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、応答が全体的におおむね弾性状態にとど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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・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</li> <li>・（省略）</li> <li>・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。</li> </ul> <p>三 Cクラス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・（省略）</li> <li>・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。</li> </ul>		
<p><b>解釈別記2</b></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"> <li>・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。</li> <li>・（省略）</li> <li>・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</li> </ul>		

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（玄海3・4号炉）
<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て考慮すること。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>第4条（地震による損傷の防止）</b></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><b>解釈別記2</b></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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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><b>【地震ガイド：確認内容】</b></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"> <li>・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</li> </ul> <p>6.3.2 Sクラスの設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>6.3.3 地震と津波の組合せ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>	<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）とする。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、設計用自然条件（積雪、風荷重等）及び事故時に生じる荷重とする。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）が十分な余裕を有し、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とする。また、浸水防止設備及び津波監視設備について、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、要求される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> <p>なお、津波防護施設に該当する施設はない、ことを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>第39条（地震による損傷の防止）</b>            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><b>解釈</b></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年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（玄海3・4号炉）
<p><b>第4条（地震による損傷の防止）</b>                      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><b>解釈別記2</b>                      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><b>【地震ガイド：確認内容】</b>                      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は、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) 影響評価については、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。また、水平2方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用する場合の影響も考慮して評価する。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>第39条（地震による損傷の防止）</b></p> <p>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><b>解釈</b></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>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>

玄海3・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-21
(1) 津波防護施設	5 津波-21
(2) 浸水防止設備	5 津波-22
(3) 津波監視設備	5 津波-23
(4) 施設、設備等の設計又は評価に係る検討事項	5 津波-24

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><b>第5条（津波による損傷の防止）</b>                      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><b>解釈</b>                      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><b>第40条（津波による損傷の防止）</b>                      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><b>解釈</b>                      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（玄海3・4号炉）
<p><b>第5条（津波による損傷の防止）</b>                      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><b>解釈別記3</b>                      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><b>第6条（外部からの損傷の防止）</b>                      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><b>解釈</b>                      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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>

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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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、河川の存在</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 ②耐震Sクラスの屋外設備 ③津波防護施設（防潮堤、防潮壁等） ④浸水防止設備（水密扉等）※ ⑤津波監視設備（潮位計、取水ピット水位計等）※ ※ 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） ②河川堤防、海岸線の防波堤、防潮堤等 ③海上設置物（係留された船舶等） ④遡上域の建物・構築物等（一般建物、鉄塔、タンク等） ⑤敷地前面海域における通過船舶</p> <p><b>【重大事故等対処施設に係る確認の留意点】</b></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、東松浦半島の先端部に属し、玄界灘に面し、北東に外津浦、南西に八田浦がある。本発電所周辺の河川としては、敷地から南東方向約2kmの地点を流れる志礼川及び敷地内の八田川がある。</p> <p>② 敷地は、主にEL. +11.0m、EL. +16.0m以上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、EL. +11.0mに位置する。屋外の防護対象である海水ポンプエリアはEL. +11.0mに、海水管ダクト、燃料油貯油そう、燃料油貯蔵タンクはEL. +11.0mの敷地地下部に位置する。</p> <p>④ 津波監視設備として、取水ピットのEL. 約+8.0mの位置に取水ピット水位計を、原子炉周辺建屋の壁面のEL. 約+31mの位置に津波監視カメラ（3号炉及び4号炉共用）を設置する。</p> <p>⑤ EL. 約+2.5mの敷地には、荷揚岸壁詰所、クレーン、温室用海水ポンプ室等がある。</p> <p>⑥ 港湾施設として、敷地内には荷揚岸壁があるが、敷地外近傍には大型の港湾施設はない。外津浦及び八田浦側に防波堤が整備されている。</p> <p>⑦ 海上設置物として、周辺の海域に浮き筏及び定置網等が点在しており、また、漁港には船舶・漁船が多数係留されているほか、浮棧橋もある。</p> <p>⑧ 敷地周辺には、民家、倉庫等がある。</p> <p>⑨ 海上交通については、本発電所沖合約4kmに航路がある。</p> <p>また、添付書類八 第1.5.2表、第1.5.8図等により浸水防止設備等の配置を確認した。</p> <p><b>【重大事故等対処施設】</b></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、緊急時対策棟、代替緊急時対策所、大容量空冷式発電機、モニタリングステーション及びモニタリングポスト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。これらは、敷地高さEL. +11m以上に設置され、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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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>(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>	<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のモデルについては、解析に影響を及ぼす斜面、道路等を考慮する。</p> <p>b. 津波の伝播経路上の人工構造物のモデル化については、図面を基に解析上影響を及ぼす構造物の設置状況を考慮する。</p> <p>c. 敷地沿岸域及び海底地形は、国土地理院発行の数値地図等を、本発電所近傍海域の水深データについては平成23年度及び平成24年度に測定したデータを、それぞれ使用する。</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考慮する。</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. 朔望平均満潮位のばらつきを考慮する。</p> <p>e. 埋立部の変形及び敷地の沈下については、敷地は堅固な岩盤が浅く分布していること及び埋立部は部分的であり遡上解析に与える影響は小さいことから、考慮しない。</p> <p>f. 敷地内を流れる八田川の影響については、八田川の標高がEL. +5.0m以下の十分に低い場所に存在し、敷地への遡上波に影響しないため、考慮しない。</p> <p>g. 敷地内の周辺斜面の影響については、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ため、考慮しない。</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"> <li>敷地及び敷地周辺の地形とその標高</li> <li>敷地沿岸域の海底地形</li> <li>津波の敷地への侵入角度</li> <li>敷地及び敷地周辺の河川、水路の存在</li> <li>陸上の遡上・伝播の効果</li> <li>伝播経路上の人工構造物</li> </ul>		

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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・地震に起因する変状による地形、河川流路の変化</li> <li>・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</li> </ul>	<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>以下の事項を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動に伴う地形変化、標高変化が生じる可能性について、敷地は堅固な岩盤が浅く分布していること及び埋立部は部分的であり遡上解析に与える影響は小さいことから、遡上解析の初期条件として敷地の沈下は考慮しない。</li> <li>・敷地の周辺斜面が、遡上波の敷地への到達に対して障壁になっている箇所はない。</li> <li>・敷地を流れる八田川は+5.0m以下の標高が十分に低い場所に存在するため、敷地への遡上波に影響しない。</li> </ul>

（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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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>一から四（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><b>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</b></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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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) 施設が海岸線の方角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的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>入力津波を、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とともに、取水口周辺の局所的な海面振動の励起に関する評価を、基準津波定義地点及び取水口等における時刻歴水位を基に実施することを確認した。</p> <p>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、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の分析並びに基準津波定義地点及び取水口等における基準津波による時刻歴水位の比較から励起しないことを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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>一から六（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><b>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</b></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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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の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</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</p> <p>敷地周辺の観測地点「唐津港」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、観測地点「仮屋」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</p> <p>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。観測地点「仮屋」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、基準津波の年超過確率を踏まえ、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</p> <p>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設定する。上昇側の水位変動を考えると、想定する波源である対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の連動による地震の発生に伴い、本発電所敷地では0.01mの隆起量が想定されるが、保守的な評価とするため敷地の隆起を考慮しない。一方、下降側の水位変動を考えると、想定する波源である西山断層帯による地震の発生に伴い、本発電所敷地では0.02mの隆起量が想定され、保守的な評価をするため敷地の隆起を考慮する。</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（玄海3・4号炉）
	<p>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、対象物の高さと同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、対象物の高さと同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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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ものであること及び当該方針に基づく浸水防止設備、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>なお、申請者は、4.（1）のとおり、津波防護施設に該当する施設はないとしている。</p> <p>① 設計基準対象施設の津波防護対象設備（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が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、地下部等については、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（玄海3・4号炉）
	<p>*****</p> <p><b>【重大事故等対処施設に係る確認の留意点】</b></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含まれると考えられる。</p>	<p>*****</p> <p><b>【重大事故等対処施設】</b></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 EL. +11m 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棟、代替緊急時対策所、大容量空冷式発電機、モニタリングステーション及びモニタリングポストについては、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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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><b>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</b></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。</p> <p>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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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、活用に際して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、基準津波による遡上域を把握するために実施した解析の結果に基づき、津波防護対象設備を遡上波が地上部から到達、流入しない位置に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に、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を実施した。その結果、最も高い敷地前面の水位はEL. +6.0mとなる。</p> <p>b. 設計基準対象施設の津波防護対象設備（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が設置されている周辺敷地高さはEL. +11.0mであり、津波による遡上波は地上部から到達、流入しない。</p> <p>c. 津波が遡上するEL. 約+2.5mの荷揚岸壁並びに1号炉及び2号炉放水口付近に、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（玄海3・4号炉）
<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>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）</li> <li>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）</li> <li>④ 海域への排水管等</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 津波防護施設の種類（防潮壁等）及び箇所</li> <li>② 施設ごとの構造形式、形状</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。                         <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 配管貫通部</li> <li>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</li> <li>c) 空調ダクト貫通部</li> <li>d) 躯体開口部（扉、排水口等）</li> </ul> </li> </ul>	<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、屋外排水路及びその他のダクト類を流入経路として特定した上で、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</p> <p>流入の可能性のある取水路、放水路等の経路については、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。津波の流入防止等の方針を検討するために算定した海水ポンプエリア、取水ピット及び放水ピットの入力津波高さ等に基づき検討した結果、取水ピットの入力津波高さ T.P. +7.0m に対して海水ポンプエリアの床面の位置が EL. +6.0m であることなどから、流入の可能性のある経路として、取水路、放水路、屋外排水路及びその他のダクト類を特定した。なお、T.P. 表示と EL. 表示は同じ高さを示す。</p> <p>b. 津波の流入防止対策</p> <p>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、浸水防止設備として、海水ポンプエリア床面には床ドレンライン逆止弁を設置するほか、海水ポンプエリア壁面の貫通部には止水処置を実施し、除塵装置エリアから海水ポンプエリアへの連絡通路には水密扉を設ける。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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><b>【規制基準における要求事項等】</b></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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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>漏水による重要な安全機能を有する施設への影響防止について、海水ポンプエリア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壁貫通部への止水処置の実施、海水ポンプエリアの床ドレンラインへの逆止弁の設置並びに除塵装置エリアから海水ポンプエリアへの連絡通路の水密扉の設置により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ことを確認した。</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、海水ポンプエリアの壁に貫通部があるため、止水処置を実施する。海水ポンプエリアの床ドレンラインには、逆止弁を設置する。また、除塵装置エリアから海水ポンプエリアへの連絡通路には、水密扉を設置する。</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（玄海3・4号炉）
<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。</p> <p>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、水密扉及び床ドレンライン逆止弁を設置することにより本エリアを防水区画化している。また、浸水防止設備として設置する水密扉及び床ドレンライン逆止弁について、漏水による浸水経路となる可能性があるため、浸水量を評価し、海水ポンプへの影響がないことを確認する。</p> <p>補足説明資料で、浸水量評価において支配的となる基準津波による取水ピットからの浸水について、漏水量を保守的に設定し、漏水量の概算値が海水ポンプの機能喪失高さに対して十分余裕があることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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><b>【規制基準における要求事項等】</b></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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、燃料取替用水タンク建屋、海水ポンプエリア、海水管ダクト、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクを設定する。</p>
<p><b>【規制基準における要求事項等】</b></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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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</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、本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、タービン建屋から原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋及び海水管ダクト並びに海水ポンプエリアへの浸水、また、地震時の地下水の流入に関して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、水密扉及び床ドレンライン逆止弁を設置し並びに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（原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋及び海水管ダクト）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</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（玄海3・4号炉）
	<p>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>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、津波の繰り返しに襲われること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>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> <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. 屋外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. 屋外の循環水管の損傷による 海水ポンプエリア及び海水管ダクトへの津波の流入等を防止するため、海水ポンプエリア防護壁、水密扉、取水ピット搬入口蓋、床ドレンライン逆止弁の設置及び貫通部止水処置を実施する。</p> <p>ウ. 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、壁、扉、堰等を設置することにより、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、燃料取替用水タンク建屋、海水ポンプエリア、海水管ダクト、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに流入させない設計とする。</p> <p>c. 地下水の流入</p> <p>1日当たりの地下水（湧水）量の実績値に対して湧水サンプポンプの排出量が大きく上回ることで、湧水サンプポンプが耐震性を有することから外部の支援を期待することなく排水可能である。</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漏水量の概算値を確認し、原子炉建屋水密扉等の設置高さでの防護方針を達成しうる余裕があることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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><b>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</b></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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	<p><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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。</p> <p>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、循環水ポンプの運転による海水ポンプの取水性への影響もないことを確認した。</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、取水ピット内の下降側の入力津波高さを、EL. -4.5m と算定した。この値は、海水ポンプの取水可能（最低）水位（EL. -5.18m）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. 循環水ポンプによる影響</p> <p>原子炉補機冷却海水系と循環水系の水路等が同一であるが、ターボ機械協会基準「ポンプ吸込水槽の模型試験方法（TSJ S 002）」（一般社団法人ターボ機械協会）に準拠した水理模型試験により、循環水系の運転が海水ポンプの取水性に影響を及ぼすことがないことを確認している。</p>
<p><b>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</b></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</p>	<p><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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</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ことを確認した。</p> <p>具体的には、取水口付近の砂の移動及び堆積並びに取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（玄海3・4号炉）
<p>ていること。 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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	<p>砂の堆積状況に基づき、砂の堆積高さが取水口下端に到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. 取水口付近の砂の移動及び堆積 基準津波に伴う砂の堆積について、砂移動解析では、取水口付近の砂の堆積はほとんどないことから、取水口は閉塞しない。</p> <p>b. 混入浮遊砂に対する海水ポンプの機能保持 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3.2mm（4号機は約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0.5mm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. 取水口付近の漂流物 基準津波に伴う取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、本発電所構内及び本発電所から半径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. 本発電所構内で漂流物となる可能性があるものとして、津波が遡上するEL.約+2.5mの荷揚岸壁並びに1号炉及び2号炉放水口付近にある資機材等を特定した。本発電所は、深層取水方式を用いており、取水口は沖合い海中深くにあること並びに資機材等の設置位置及び津波の流向を考慮すると、浮遊する漂流物は取水口へは向かわないことから、取水性への影響はない。</p> <p>オ. 本発電所構内の荷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. 本発電所構外で漂流物となる可能性があるものとして本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。本発電所は、深層取水方式を用いており、取水口は沖合い海中深くにあること並びに船舶、漁船の設置位置及び津波の流向を考慮すると、これらは取水口周辺には向かわないことから取水性に影響はない。</p> <p>補足説明資料で、仮に船舶・漁船を漂流させた場合を想定しても、基準津波の流向等の特性により取水口周辺に到達しないことを確認している。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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><b>【津波ガイド：基準における要求事項等】</b></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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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>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、原子炉周辺建屋の壁面のEL. 約+31mの位置に津波監視カメラ（3号炉及び4号炉共用）を、取水ピットのEL. 約+8.0mの位置に取水ピット水位計を設置する。</p> <p>津波監視カメラは赤外線撮像機能を有し、昼夜問わず監視可能な設計とし、取水ピット水位計は津波水位EL. 約-7.0m～約+8.0m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する。</p> <p>取水ピット水位計は、2台設置することを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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><b>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</b></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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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、当該構造物全体の変形能力（終局耐力時の変形）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>津波防護施設について、設計基準対象施設の津波防護対象設備（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の周辺敷地高さはEL. +11.0mであり、基準津波による遡上波は地上部から到達、流入しないこと及び基準津波による下降側の津波高さが、海水ポンプの取水可能水位を上回るとしていることから、津波防護施設に該当する施設はないことを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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>浸水防止設備の設計について、入力津波に対して浸水防止機能を十分に保持できるよう設計すること、設備に作用する荷重を適切に組み合わせること、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こと及び水密扉について開放後の確実な閉止操作等の手順を整備し、津波襲来時に閉止された状態を保持することとしていることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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><b>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</b></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><b>【津波ガイド：確認内容】</b></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）と入力津波による荷重の組合せを考慮した設計と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（玄海3・4号炉）
<p><b>解釈別記3</b></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、津波の繰り返し作用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・設備の効果を検討する場合は、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 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 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变形能力（終局耐力時の变形）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>浸水防止設備等の設計に当たって、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ことを確認した。</p> <p>具体的には、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. 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。</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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>		
<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</p>	<p>漂流物による波及的影響について、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」における漂流物の可能性の検討及びその影響評価結果から、浸水防止設備は、本発電所構内及び構外からの漂流物の影響を受けないとしている。一方、取水管路及び取水ピット内の構築物については、漂流物となる可能性を評価する。その評価結果を踏まえて、浸水防止設備を、入力津波による漂流物の衝突力に対して十分耐え得る構造として設計する。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する。</p> <p>補足説明資料において、3号路及び4号炉の設計基準対象施設の津波防護対象設備（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が設置されている周辺敷地高さはEL. +11.0mであり、津波による遡上は地上部から到達、流入しないことから、津波影響軽減施設等を設置しない」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（玄海3・4号炉）
	考慮して設計する方針であること。	
<p>【津波ガイド：規制基準における要求事項等】</p> <p>5.4.3 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을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"> <li>・地震が津波影響軽減機能に及ぼす影響</li> <li>・漂流物による波及的影響</li> <li>・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</li> <li>・余震による荷重と地震による荷重の荷重組合せ</li> <li>・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</li> </ul>	<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>	



**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 .....	1.0-14
1.8 必要な要員及び資源の評価 .....	1.0-15

玄海3・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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 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</li> <li>・ 運転中の原子炉における重大事故</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul> <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。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>

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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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>
<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            a. 炉心損傷防止対策の実施時間            (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</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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>（有効性評価ガイド）</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>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <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や現場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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 「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</li> <li>・ 「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</li> <li>・ 「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</li> <li>・ 「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</li> </ul>

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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ M-RELAP5</li> <li>・ SPARCLE-2</li> <li>・ MAAP</li> <li>・ GOTHIC</li> <li>・ COCO</li> </ul> <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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>
<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>(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>&lt;初期条件&gt;</p> <p>初期定常運転条件：解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(3,411MWt)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（307.1℃）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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(3号炉の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>MOX 炉心の装荷を考慮しているかを確認。</li> </ul>	<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> <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及び3号炉ウラン・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、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、標準値として5.5%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三次元手法を用いる。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50ton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72,900m<sup>3</sup>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9.8 kPa[gage]、49℃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>&lt;事故条件&gt;</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>&lt;重大事故等対策に関連する機器条件&gt;</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2.2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"> <li>・ 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</li> <li>・ 原子炉圧力低の設定圧力は12.73MPa[gage]とし、応答時間は6秒とする</li> <li>・ 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1.5秒とすることを確認した。</li> <li>・ 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。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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"> <li>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 12.04MPa [gage]、加圧器水位は水位検出器下端水位とし、応答時間は 2 秒とする</li> <li>原子炉圧力低の応答時間は、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</li> </ul> <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"> <li>加圧器逃がし弁容量は 1 個当たり 95t/h とする</li> <li>加圧器安全弁容量は、1 個当たり 190t/h とする</li> <li>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</li> <li>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</li> </ul> <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>格納容器再循環ユニット</u>：使用台数は 2 基とし、標準値である除熱特性として 1 基当たり除熱特性(100℃～168℃、約 4.1MW～約 11.2MW)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 2,100m<sup>3</sup> 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>&lt;初期条件&gt;</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"> <li>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</li> <li>原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa[gage]を用いる</li> </ul> <p>&lt;事故条件&gt;</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>&lt;重大事故等対策に関連する機器条件&gt;</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>&lt;初期条件&gt;</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 3 号炉は 12.139MW、4 号炉は</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>10. 469MW 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並びに3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットの間設置されているゲートを取り外すことから、3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピット並びに燃料取替用チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、100℃までの温度条件が厳しくなるように3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットの水量を考慮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>&lt;重大事故等対策に関連する機器条件&gt;</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、3号炉は約4.18m（通常水位（NWL）-約3.50m）、4号炉は約4.41m（通常運転水位（NWL）約-3.27m）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>&lt;事故条件&gt;</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20cm上回る高さとして確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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. 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> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>③ 解析コードの不確かさの影響評価内容を確認。</p> <p>④ 解析条件の不確かさの影響評価内容を確認。</p>	<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> <p>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を確認した。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>

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（玄海3・4号炉）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <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> </div> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>② 必要な要員の判定基準を確認。</li> <li>③ 必要な資源等の判定基準を確認。</li> </ul>	<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、時間帯は休日、夜間を想定することを確認した。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>

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



玄海3・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（玄海3・4号炉）
<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8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"> <li>・ 小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・ 主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・ 過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・ 手動停止時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・ 外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故</li> <li>・ 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</li> </ul> <p>（追補 2. I 1.3.2(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失 抜粋）</p> <p>(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①小破断LOCA+補助給水失敗</li> <li>②主給水流量喪失+補助給水失敗</li> <li>③過渡事象+補助給水失敗</li> <li>④手動停止+補助給水失敗</li> <li>⑤外部電源喪失+補助給水失敗</li> <li>⑥2次冷却系の破断+補助給水失敗</li> <li>⑦2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗</li> <li>⑧蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗</li> </ul>

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

(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（玄海3・4号炉）
<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、<b>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</b>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、<b>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</b>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（玄海3・4号炉）
<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」の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>加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧と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</u>。このため、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、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」の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、<u>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</u>。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器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、余熱除去冷却器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」の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、格納容器再循環ユニット、格納容器再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 2.1.9 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、「低温停止状態に到達した時点」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、高圧注入ポンプ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</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>

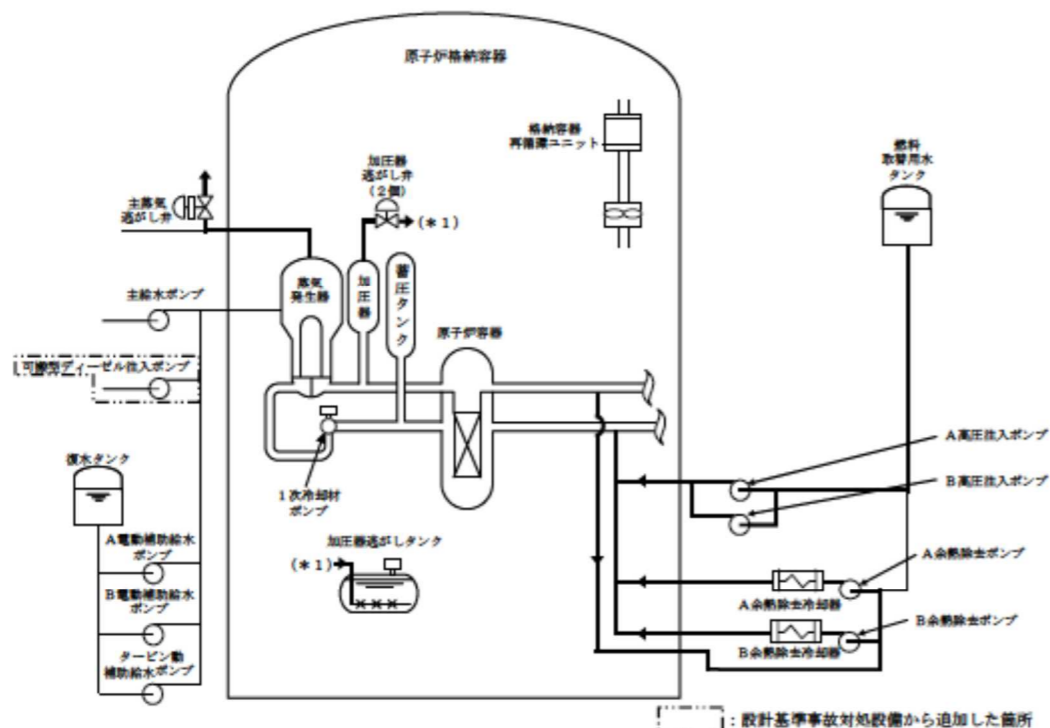
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>明確に示しているか確認する。                      (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。                      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>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℃未満となり、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。                      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。                      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。                      ・ 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                      ・ 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作                      ・ 可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水準備</p> <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」、「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、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）として、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水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。                      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」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。                      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) 「追補 2. 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 表第 1 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、玄海3/4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・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p>	<p>(i) 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燃料取替用水タンク、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、余熱除去冷却器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>

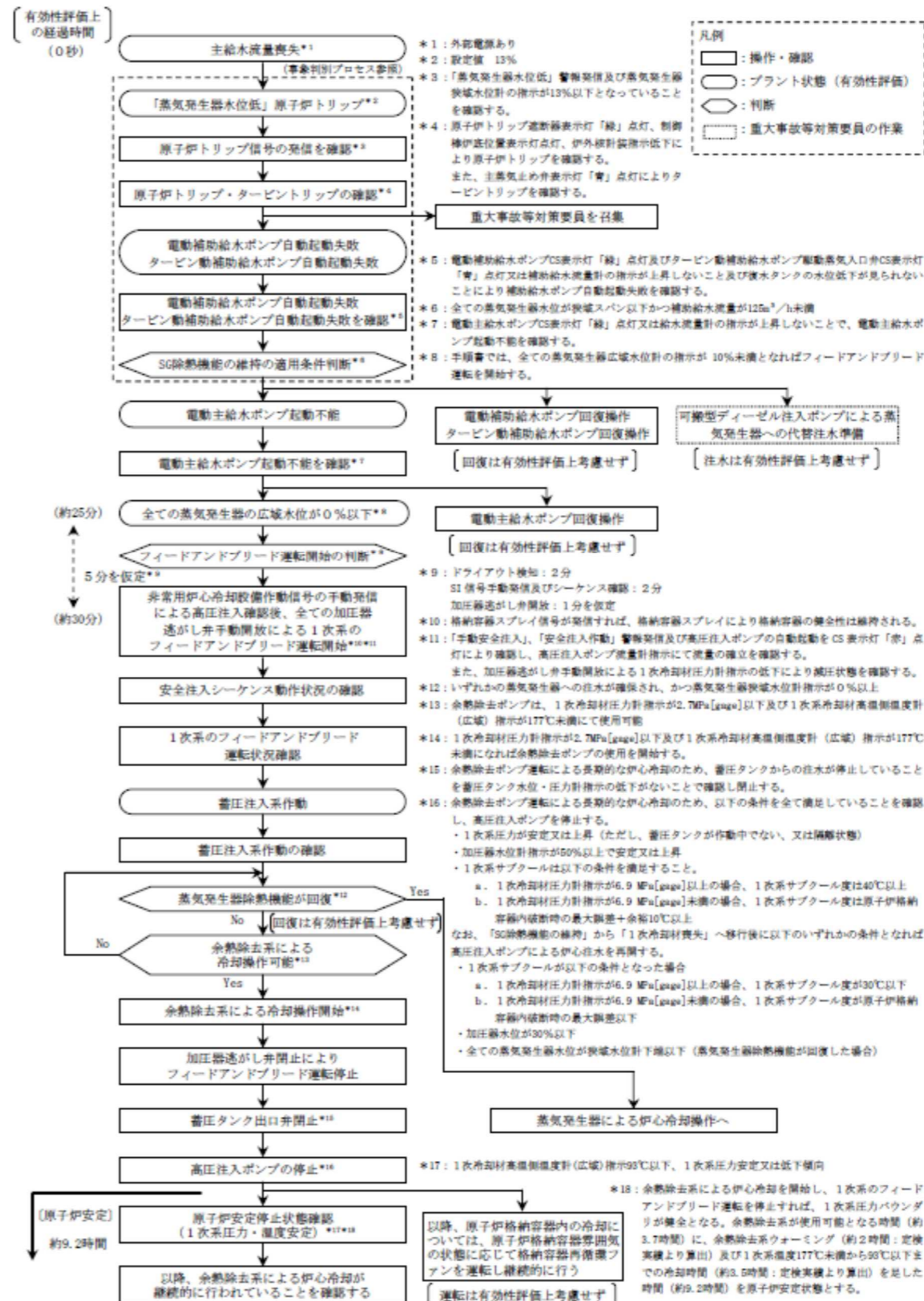
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</li> </ul>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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>(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（「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」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>蒸気発生器除熱喪失</u>：全ての蒸気発生器狭域水位計指示 0%未満かつ補助給水流量計指示が 125m<sup>3</sup>/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>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、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が 0%以上</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°C未満</p> <p><u>フィードアンドブリード停止</u>：余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば、加圧器逃がし弁を閉止し、フィードアンドブリードを停止。1次系が安定していることを確認後、蓄圧タンク閉止弁を閉止し、ECCS 停止条件を満足すれば高圧注入ポンプを停止。</p> <p>補足説明資料(添付資料2.1.3 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することでフィードアンドブリードを停止す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 1.15 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 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、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<p>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等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、警報発信等から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>





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



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 (「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」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) 【 】は給作業後 移動してきた要員	3号 4号		手順の内容	経過時間 (分)										備考							
		3号	4号		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100								
状況判断	当直班長 当直副班長 当直主任 運転員	1	1	号炉内 運転操作監視 号炉間連絡・運転操作助勢 ●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●主給水流量喪失確認 ●補助給水失効確認 (中央制御室稼働)	10分																	
蒸気発生器注水回復 操作	運転員 A	1	1	●補助給水ポンプ手動起動 (中央制御室操作) 次操作へ																		
	運転員 C, D	2	2	●現地移動/補助給水ポンプ起動操作・失効原因調査 (現場操作)																		
	運転員 A	【1】	【1】	●電動主給水ポンプ手動起動 (中央制御室操作)																		
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E, F, G	3	3	●現地移動/電動主給水ポンプ起動操作・失効原因調査 (現場操作)																		
1次系のフィードアンドブリード運転操作	運転員 B	1	1	●非常用炉心冷却設備作動指示手動発信 ●蒸圧投入ポンプによる投入状態確認 ●加圧器過がし弁開放 (中央制御室操作) 次操作へ																		
余熱除去系による炉心冷却	運転員 A	【1】	【1】	●余熱除去系による炉心冷却 ●1次系のフィードアンドブリード運転停止 ●蒸圧タンク出口弁閉止 ●蒸圧投入ポンプ停止 (中央制御室操作)																		

・各操作・作業の必要時間算出については、業務の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、交差量の確認については想定時間により算出)  
・緊急時対応要員は4名であり、全排操盤、連絡連絡等を行う。

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 (1/2)  
(主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)

必要な要員と作業項目			経過時間 (時間)										備考									
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は給作業後 移動してきた要員	3号 4号		手順の内容	経過時間 (時間)										備考							
		3号	4号		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20		22	24	26				
蒸気発生器注水回復 操作	重大事故等 対策要員 (初動) 保研対応要員 6名	7	7	●可搬型ディーゼル投入ポンプ、可搬型ホース等の運搬																		
	重大事故等 対策要員 (初動後) 保研対応要員 6名	【1】	【1】	●可搬型ディーゼル投入ポンプ、可搬型ホース等の設置 可搬型ディーゼル投入ポンプ稼働、起動																		
	運転員 A	【1】	【1】	●給水、可搬型ディーゼル投入ポンプ監視、 可搬型ディーゼル投入ポンプへの燃料補給 燃料補給開始 約2時間40分に1回																		
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E, F	【2】	【2】	●可搬型ディーゼル投入ポンプによる蒸気発生器への 代替注水系統構成 (中央制御室操作) ●可搬型ディーゼル投入ポンプによる蒸気発生器への 代替注水系統構成 (現場操作)																		

・燃料補給開始は可搬型ディーゼル投入ポンプ定員負荷連続運転時の目安時間を記載

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 (2/2)  
(主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)



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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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・ボ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（※<sup>10</sup>）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 2.1.11 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>（※<sup>10</sup>）M-RELAP5の適用性については「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」において記載している。</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（玄海3・4号炉）
<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>(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」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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 1次系圧力・温度の初期値とその理由を確認</li> <li>・ 蒸気発生器初期保有水量の設定値とその理由を確認</li> </ul>	
<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> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</li> </ul> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 炉心損傷防止対策の実施時間 <ul style="list-style-type: none"> <li>(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。</li> <li>(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。</li> <li>(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。</li> </ul> </li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</li> <li>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。</li> </ul>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉トリップの設定値とその理由を確認。</li> <li>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。</li> <li>加圧器逃がし弁の使用個数、1個あたりの容量を確認。</li> </ul> <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>(i) 機器条件として、<b>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、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</b>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 主要解析条件「2次冷却系からの除熱機能喪失」」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>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280m<sup>3</sup>/h、0～約13.5MPa[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>蓄圧タンク：炉心への注水を遅くする最低保持圧力（4.04MPa[gage]）、標準的に最小保有水量（26.9m<sup>3</sup>/基）（4基）とする。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.1.5 2次冷却系からの除熱機能喪失時における蓄圧タンク初期保有水量の際による影響確認）において、蓄圧タンクの初期保有水量の影響を示している。</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。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、重大事故等対策要員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、中央制御室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、<b>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</b>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%に到達した時点を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（玄海3・4号炉）
<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</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（玄海3・4号炉）
<p>動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。                      (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"> <li>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> </ul>	
<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> <p>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、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16.8MPa[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> <p>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。</p> <p>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16.8MPa[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。</p> <p>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（蒸気発生器出口側配管の瞬時の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>
<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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、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> <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、事象発生の約218分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の約9.2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、事象発生の約9.2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

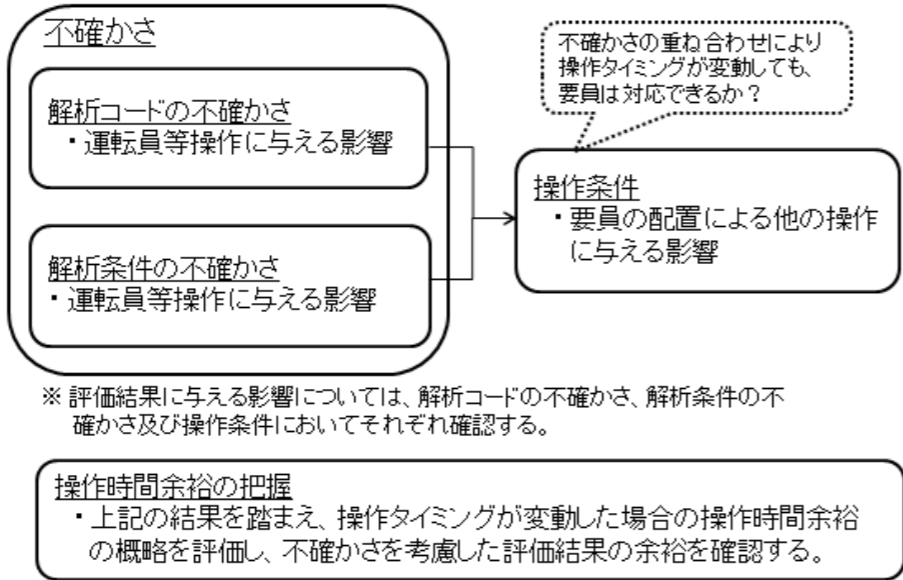
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<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> <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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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、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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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、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。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <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) 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、<b>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</b>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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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、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。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	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（玄海3・4号炉）
<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>(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、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、一時的に炉心が露出するものの、炉心注水流量の回復に伴って再冠水する。炉心露出時の燃料被覆管の最高温度は約880℃となるが、炉心の再冠水によって燃料被覆管の温度は低下し、炉心の冷却には十分な余裕があることから、解析結果に与える影響は小さい。なお、解析条件では、1次冷却系のフィードアンドブリードの実施に当たって高圧注入ポンプ2台を使用しているが、使用できる高圧注入ポンプが1台となるなど、注水量が少ない場合には、炉心の冷却が十分に行われない可能性がある。このため、高圧注入ポンプ1台のみを使用した感度解析を実施した。この場合でも炉心の冷却には十分な余裕があり、解析結果</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、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>に与える影響は小さいことを確認した。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、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 該当なし</p> <p>③ 高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析の結果は（i）柱書に記載。</p> <p>補足説明資料（添付資料 7.1.1.4 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（2次冷却系からの除熱機能喪失））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（玄海3・4号炉）
<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、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、現場における作業は無い。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<u>評価結果</u>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、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（玄海3・4号炉）
<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>(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次系圧力が高圧注入ポンプの締切圧力以上となる期間が生じ、高圧注入ポンプによる炉心注水が停止する。このため、一時的に炉心上部が露出するが、高圧注入ポンプによる炉心注水流量の回復に伴って再冠水する。燃料被覆管温度の炉心露出時の最高値は約880℃となるが、炉心の再冠水によって燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移する。したがって、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（玄海3・4号炉）
<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</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。 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、3号炉及び4号炉合わせて36名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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、必要な重大事故対策要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても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（玄海3・4号炉）
<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。 (2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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)</li> </ul>	<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するまでに余熱除去系による炉心冷却に切り替えることが可能であるため、切替え以降は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に必要な重油量は、約588.5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kL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（玄海3・4号炉）
<p data-bbox="130 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="130 369 593 401">・ 1.～4.の記載内容のサマリを記載。</li> <li data-bbox="130 415 949 625">・ 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。</li> </ul>	<p data-bbox="1032 279 2819 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="1032 369 2819 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="1032 596 2819 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="1032 686 2392 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="1032 735 2819 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="1032 861 2819 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. 2-2
(3) 炉心損傷防止対策	2. 2-3
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 2-12
(1) 有効性評価の方法	2. 2-12
(2) 有効性評価の条件	2. 2-14
(3) 有効性評価の結果	2. 2-19
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 2-22
(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. 2-24
(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

玄海3・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（玄海3・4号炉）
<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>（PAR まとめ資料抜粋）</p> 

(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（玄海3・4号炉）
<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>(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>(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、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水、原子炉補機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逃がし弁操作による 1 次系の減温、減圧並びに補助給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 次系保有水量が減少し、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) 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逃がし弁を用いた 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>

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

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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）、LOCAの兆候有無、大破断LOCAの発生の有無及び蒸気発生器への補助給水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「表 2.2.1 全交流動力電源喪失時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逃がし弁の開操作による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、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、補助給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、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、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逃がし弁の開操作による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。常設電動注入ポンプ、B充てんポンプ（自己冷却）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、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、補助給水タンク、常設電動注入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「表 2.2.1 全交流動力電源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>補足説明資料（添付資料 2.2.12 RCP シール部からの漏えい量の設定根拠について）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、原子炉補機冷却系統による冷却の代わりとして移動式大容量ポンプ車によるB高圧注入ポンプ（海水冷却）への海水通水後、格納容器再循環サンプ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、高圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、移動式大容量ポンプ車、B高圧注入ポンプ（海水冷却）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水により格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、B格納容器再循環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、取水用水中ポンプ、タンクローリー等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、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高圧再循環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」、「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」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、移動式大容量ポンプ車、B高圧注入ポンプ（海水冷却）、</p>

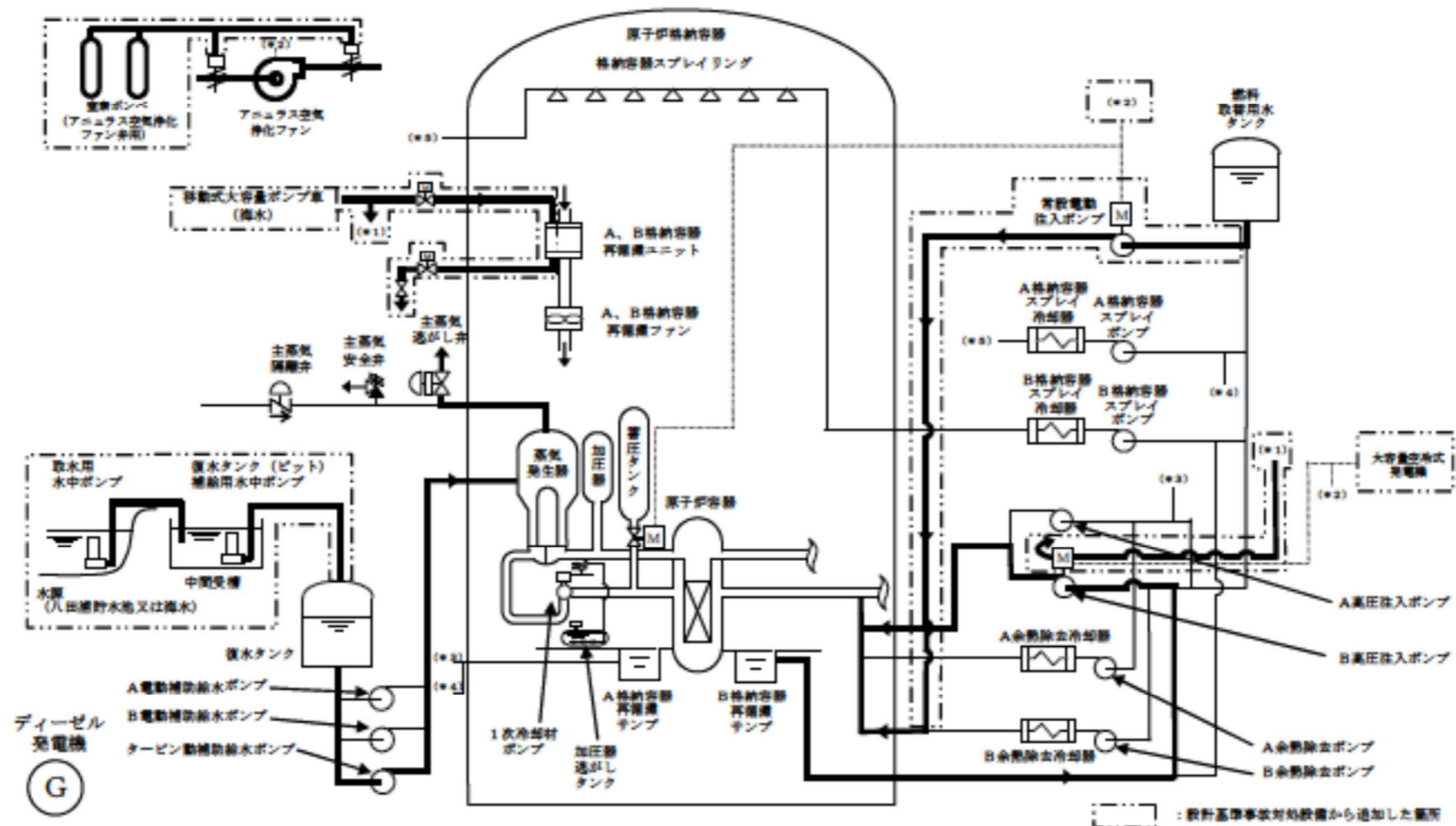
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>格納容器再循環サンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.2.1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>RCP シール LOCA が発生しない場合の安定停止状態に向けた対策である蒸気発生器による炉心冷却については、「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策に用いる重大事故等対処設備として、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、取水用水中ポンプ、タンクローリー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」の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、高圧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2.2.17～18）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、「高温の停止状態に到達した時点（1次系圧力0.7MPa[gage]、温度170℃の保持及び加圧器水位維持）」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 高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7.1.2.1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次冷却系圧力、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。 ② 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入に係る計装設備として、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。 ③ 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、高圧注入ポンプ流量、格納容器再循環サンプ水位（広域）、格納容器内温度、格納容器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。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>① 高圧再循環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16%になれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示65%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。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ついては、準備が完了後、A、B格納容器再循環ユニットに通水を開始すれば格納容器自然対流冷却が開始することを確認した。なお、RCP シール LOCA が発生しない場合には、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。 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</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"> <li>・ アニュラス空気浄化ファンの起動</li> <li>・ B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能復旧</li> </ul> <p>② 有効性評価上は期待しないが、アニュラス空気浄化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。B充てんポンプ（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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>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。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>補足説明資料（添付資料 2.2.10 補機冷却水の復旧について）において、海水ポンプ用電動機予備品により原子炉補機冷却海水系を復旧する手順が示されている。</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。 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) 「追補 2 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 別紙表 3 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（直流、交流）、代替 RCP シール注入、炉心冷却等の各項目において、米国・欧州での対策との比較を行っており、玄海 3・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"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>(i) 2 次系強制冷却、常設電動注入ポンプ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、主蒸気逃がし弁、常設電動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、B 格納容器再循環ユニット、B 高圧注入ポンプ（海水冷却）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。 (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。 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>(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 7.1.2.4 図 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（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」の事象進展）」及び「第 7.1.2.5 図 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（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が喪失する事故」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（玄海3・4号炉）
<p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>	
<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「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失判断</u>：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することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合。</p> <p><u>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</u>：補助給水ライン流量計指示が 125m<sup>3</sup>/h あることにより、補助給水流量の確立を確認。</p> <p><u>早期の電源回復不能判断</u>：中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合。</p> <p><u>1次冷却材の漏えい確認</u>：1次系冷却系圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内圧力・温度等のパラメータを監視することで、1次冷却材の漏えいの確認を行う。</p> <p><u>漏えい規模の判断</u>：10分以内に1次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下すれば、漏えい規模が大きいLOCAと判断する。</p> <p><u>2次系強制冷却</u>：現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、1次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば1次系温度、圧力を維持する。</p> <p><u>1次系温度・圧力の維持判断</u>：蓄圧タンクの N2 ガスが1次系に混入するのを防止するため、窒素ガス混入圧力である 1.2MPa[gage]に対して 0.5MPa[gage]の余裕を考慮し、1次冷却材圧力を 1.7MPa[gage]で維持。</p> <p><u>蓄圧タンク出口弁閉止判断</u>：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><u>補助給水流量調整判断</u>：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は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整。</p> <p><u>1次系温度・圧力の維持判断</u>：1次系の漏えい停止圧力であり、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。なお、崩壊熱の低下により2次系除熱量も少なくなるため主蒸気逃がし弁を徐々に閉止。</p> <p><u>高圧再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が 16%となれば、格納容器再循環サンプル水位（広域）指示 65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切り替えて炉心へ注水。</p>

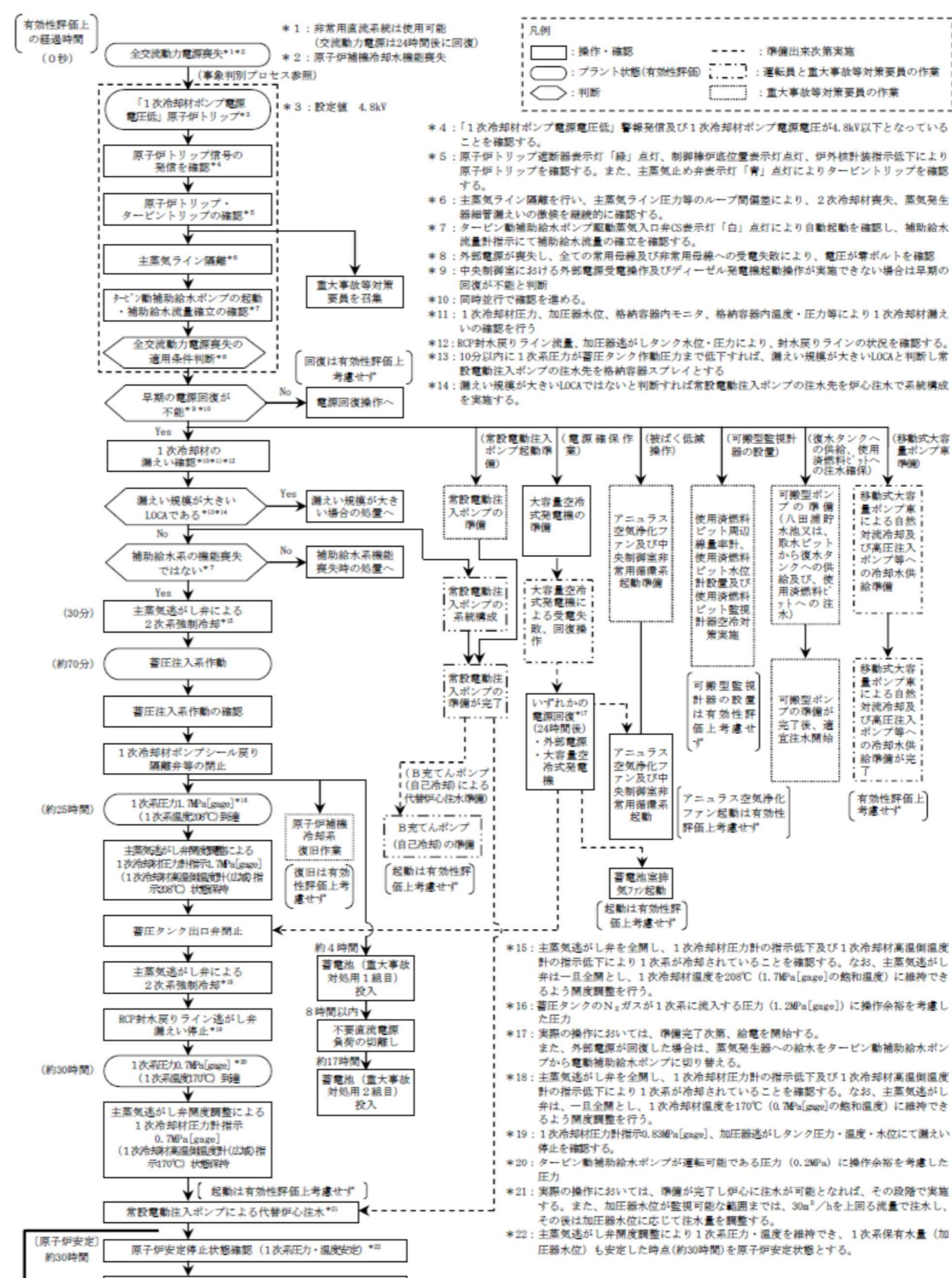
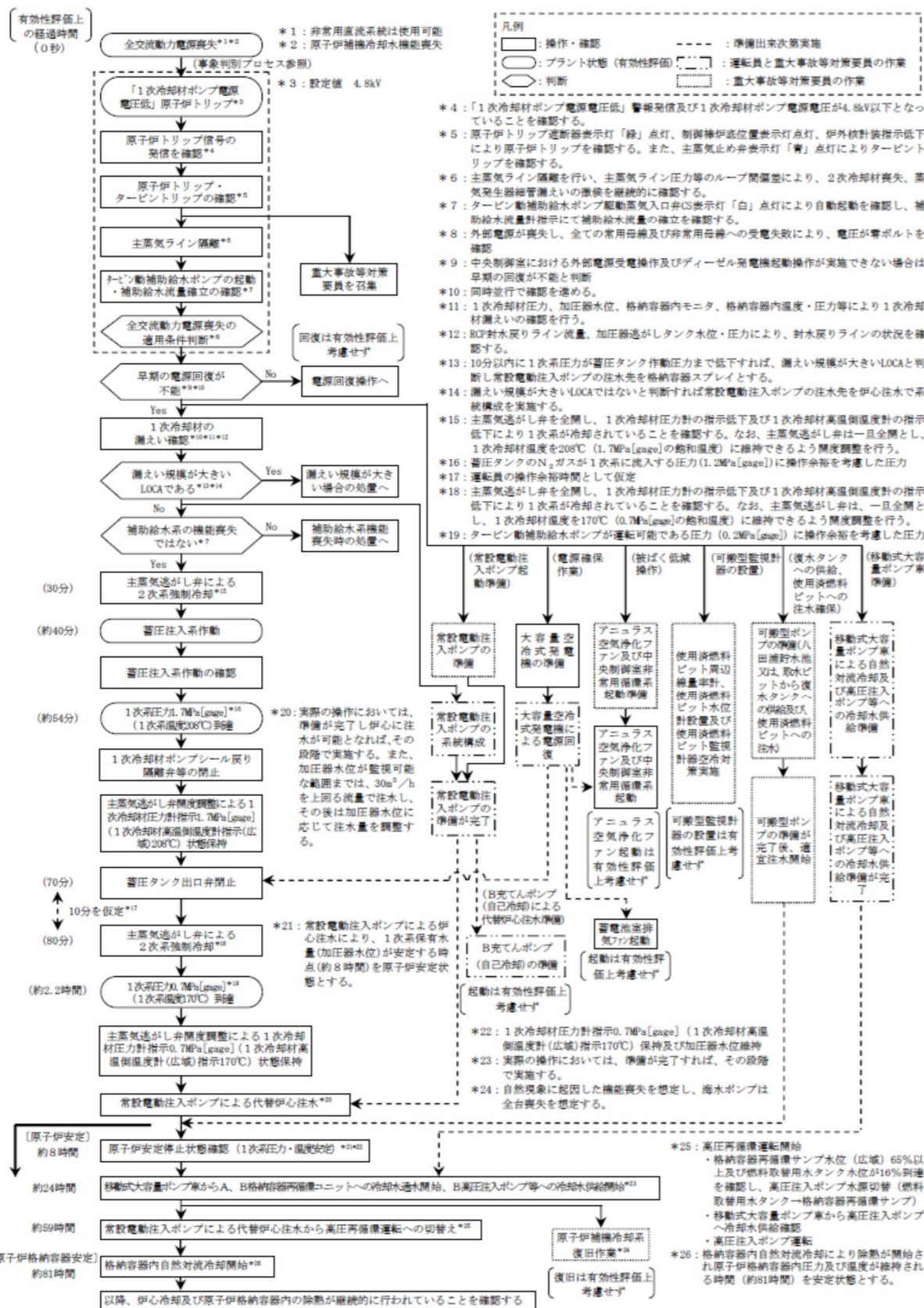


審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<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 1.2 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 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.10 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 B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水や原子炉補機冷却系の復旧等、（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等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、警報発信等から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>



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







手続の項目	必要の要員と作業項目		手続の内容	経過時間 (分)		備考
	3号	4号		0分	10分	
状況把握	1	1	炉内状況把握	0分	0分	
	1	1	炉内状況把握	0分	0分	
電源確保作業	1	1	電源確保	0分	0分	
	1	1	電源確保	0分	0分	
2名赤外線冷却	1	1	2名赤外線冷却	0分	0分	
	1	1	2名赤外線冷却	0分	0分	
常設運転人ポンプ稼働	1	1	常設運転人ポンプ稼働	0分	0分	
	1	1	常設運転人ポンプ稼働	0分	0分	
給水ポンプ稼働	1	1	給水ポンプ稼働	0分	0分	
	1	1	給水ポンプ稼働	0分	0分	
中央制御室稼働	1	1	中央制御室稼働	0分	0分	
	1	1	中央制御室稼働	0分	0分	

第 7.1.2.6 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (1 / 2)  
(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)

手続の項目	必要の要員と作業項目		手続の内容	経過時間 (分)		備考
	3号	4号		0分	10分	
大気冷却方式蒸気発生機稼働	1	1	大気冷却方式蒸気発生機稼働	0分	0分	
	1	1	大気冷却方式蒸気発生機稼働	0分	0分	
原水タンクへの給水	1	1	原水タンクへの給水	0分	0分	
	1	1	原水タンクへの給水	0分	0分	
原水タンクからの給水	1	1	原水タンクからの給水	0分	0分	
	1	1	原水タンクからの給水	0分	0分	
可搬型冷却装置稼働	1	1	可搬型冷却装置稼働	0分	0分	
	1	1	可搬型冷却装置稼働	0分	0分	
可搬型冷却装置稼働	1	1	可搬型冷却装置稼働	0分	0分	
	1	1	可搬型冷却装置稼働	0分	0分	

・燃料棒冷却装置は常設運転人ポンプ稼働時の稼働時間を要する。  
 ・1号炉の燃料棒冷却装置は常設運転人ポンプ稼働時の稼働時間を要する。  
 ・原子炉補機冷却装置稼働時の稼働時間を要する。

第 7.1.2.6 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (2 / 2)  
(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)



Table with columns: 手続の項目 (Procedure Item), 手続の内容 (Procedure Content), 所要時間 (所要時間) (Required Time), and 備考 (Remarks). It details various maintenance tasks like pump operations, valve adjustments, and electrical checks, with specific time allocations for each.

第 7.1.2.7 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (1/2) (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)

Table with columns: 手続の項目 (Procedure Item), 手続の内容 (Procedure Content), 所要時間 (所要時間) (Required Time), and 備考 (Remarks). This part continues the maintenance tasks, including detailed descriptions of pump and valve operations and their respective time requirements.

第 7.1.2.7 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (2/2) (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)

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（玄海3・4号炉）
<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動力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、全交流電源喪失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（玄海3・4号炉）
<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、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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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>	<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>
<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>(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、非常用所内交流動力電源が喪失し、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 主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）」、「第7.1.2.3表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合）」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱1次系圧力/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>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109m<sup>3</sup>/hとし、4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1.5m<sup>3</sup>/hとし、4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、米国 NRC にて保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値である 480gpm/台（約 109m<sup>3</sup>/h）を用いていることを確認した。この設定は、国内の1次冷却材ポンプと NRC で評価された米国製1次冷却材ポンプで、漏えい量を決定する流路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内製 RCP シールからの漏えい率が米国評価の使用値よりさらに小さいことを確認していることより、保守的な設定である。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 1.2m<sup>3</sup>/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 2.2.12 RCP シール部からの漏えい量の設定根拠について）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 2.2.13 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、蓄圧タンク保有水量は、最低保有水量 26.90m<sup>3</sup>/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常設電動注入ポンプの注水流量 30m<sup>3</sup>/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、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>RCP 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 主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）」、「第 7.1.2.3 表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合）」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、以下に示されるとおりであることを確認した。</p> <p><u>原子炉トリップ信号</u>：1 次冷却材ポンプ電源電圧低（定格値の 65%、応答時間 1.5 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。</p> <p><u>タービン動補助給水ポンプ</u>：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）。タービン動補助給水ポンプの設計値 259m<sup>3</sup>/h から、ミニフロー流量 50m<sup>3</sup>/h を除いた値により 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量（200m<sup>3</sup>/h/4SG）から設定。</p> <p><u>主蒸気逃がし弁</u>：定格主蒸気流量の 10%/個を設定。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：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]、26.9m<sup>3</sup>/基）として設定。</p> <p><u>常設電動注入ポンプ</u>：想定する漏えい流量に対して、1 次系圧力 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（30m<sup>3</sup>/h）として設定。</p> <p><u>RCP 封水戻りライン逃がし弁閉止圧力</u>：RCP 封水戻りラインに設置している逃し弁の閉止圧力（0.83MPa[gage]）を基に設定。</p> <p><u>補足説明資料（添付資料 2.2.14 全交流動力電源喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）</u>において、蓄圧タンク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（玄海3・4号炉）
<p>（全交流動力電源喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 主蒸気逃がし弁1個当たりの流量を確認。</li> <li>・ 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定値とその考え方を確認。</li> <li>・ 常設電動注入ポンプの注水流量とその考え方を確認。</li> <li>・ RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力を確認。</li> </ul>	
<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、非常用所内交流動力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><u>電源確保作業</u>：「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応は運転員（当直員）1名及び重大事故等対策要員1名であり、現場での受電準備操作に15分、大容量空冷式発電機起動確認に15分、中央制御室での大容量空冷式発電機準備及び起動操作に15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><u>2次系強制冷却</u>：「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、現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復は、1ユニット当たり現場の運転員（当直員）2名及び重大事故等対策要員2名の対応で2次系強制冷却開始まで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作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>RCP シール関係等隔離</u>：「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、1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の格納容器隔離弁等の閉止は、1ユニット当たり現場の重大事故等対策要員4名の対応で閉止まで50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><u>常設電動注入ポンプによる代替炉心注水</u>：「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成、系統水張りに70分、ディスタンスピース取替に30分、中央制御室での系統構成に10分、起動操作に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><u>B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「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1ユニット当たりの要員は、運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に35分、注入操作に5分、ディスタンスピース取替えに30分、中央制御室での系統構成に10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のうち系統構成操作の作業時間が整理されていることを確認した。なお、B充てんポンプ（自己冷却）の起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>燃料補給</u>：「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 1.11 使用済燃料貯蔵</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>槽の冷却等のための手順等」、「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」、「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、重大事故等対策要員 2 名であり、現場でのタンクローリーへの吸引に 60 分、大容量空冷式発電機燃料タンクへの燃料補給に 15 分、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給に 15 分、移動式大容量ポンプ車への燃料補給に 25 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><u>復水タンクへの補給</u>：「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、淡水又は海水を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ等による復水タンクへの補給は、現場対応として 1 ユニット当たり重大事故等対策要員 12 名で機材運搬に 1 時間、機材設置等に 4 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><u>移動式大容量ポンプ車の準備</u>：「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 1.6 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」において、本操作に係る 1 ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1 名、重大事故等対策要員 16 名であり、現場での機材運搬、設置に 3 時間、ホース接続に 8 時間、ディスタンスピース取替えに 1 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><u>使用済燃料ピットへの注水確保</u>：「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」において、1 ユニット当たり保修対策要員 12 名により作業を実施し、現場での使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の設置に 20 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作業時間が整理されていることを確認した。なお、淡水又は海水を水源とする中間受槽への供給は、復水タンクへの供給と共通する作業である。</p> <p><u>アニュラス空気浄化ファン起動準備（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「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 1 ユニット当たりの要員数は、中央制御室対応は運転員（当直員）1 名、現場対応は重大事故等対策要員 1 名であり、現場での窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）接続・空気供給に 45 分、系統構成、起動に 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、アニュラス空気浄化ファンの起動は有効性評価上、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、<u>2 次系強制冷却の開始時間は、主蒸気逃がし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 30 分後とする。その後、1 次冷却材温度約 208℃（1 次冷却系圧力約 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。蓄圧タンク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、蓄圧タンク出口弁の閉止から 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</u>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アニュラス空気浄化ファンの起動、B 充てんポンプ（自己冷却）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。</p> <p>③ 2 次系強制冷却、蓄圧タンク出口弁閉止及び代替炉心注水の手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる可能性の評価については、「(2)b.2.1 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響」に示す。</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（玄海3・4号炉）
<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。                      (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 起因事象に関連するパラメータの挙動として、第7.1.2.14図、第7.1.2.34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7.1.2.8図、第7.1.2.29図、第7.1.2.12図、第7.1.2.33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することにより、1次冷却系圧力が低下傾向を示していることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.2.20図、第7.1.2.39図、第7.1.2.19図、第7.1.2.38図、第7.1.2.23図、第7.1.2.42図にあるとおり、2次側圧力が低下していること、連続的な主蒸気逃がし弁流量が確認できること、主蒸気逃がし弁の開放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か</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 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）</li> </ul> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気逃がし弁流量</li> <li>・ 補助給水流量</li> <li>・ 炉心注水流量</li> <li>・ 原子炉格納容器温度</li> </ul> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次系圧力</li> <li>・ 崩壊熱と2次系除熱量のバランス</li> <li>・ 1次系圧力</li> <li>・ 1次系温度</li> <li>・ 原子炉容器水位と燃料被覆管温度</li> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 原子炉格納容器温度</li> </ul>	<p>ら、2次系強制減圧が実施されていることを確認した。また、第7.1.2.12図から常設電動注入ポンプによる炉心注入量（約8kg/s→約30m<sup>3</sup>/h）が確認できることから、RCPシールLOCAがある場合には常設電動注入ポンプにて、代替炉心注水が行われていることを確認した。第7.1.2.11図、第7.1.2.32図にあるとおり、2次系強制減圧により1次冷却系圧力が低下し蓄圧タンク作動圧力に達すると蓄圧タンクのからの注水が開始していることを確認した。第7.1.2.27図、第7.1.2.28図にあるとおり、原子炉格納容器温度が100℃に到達後、原子炉格納容器内圧力・温度は維持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7.1.2.19図、第7.1.2.8図、第7.1.2.9図、第7.1.2.10図、第7.1.2.24図及び第7.1.2.38図、第7.1.2.29図、第7.1.2.30図、第7.1.2.31図にあるとおり、2次系強制減圧により蒸気発生器での除熱量が炉心崩壊熱を上回っていることから、1次冷却系圧力、1次冷却系温度が低下していることを確認した。これに伴い、RCPからの漏えい量が低減されているとともに蓄圧タンクの作動が促進されることから、1次系保有水量の減少が抑制されていることを確認した。第7.1.2.17図にあるとおり、RCPシールLOCAがある場合には常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により原子炉容器内水位はTAF以上を維持していること、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7.1.2.36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内水位は低下するが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7.1.2.27図、第7.1.2.28図にあるとおり、原子炉格納容器温度が100℃に到達後、原子炉格納容器内圧力・温度は維持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、RCPシール部からの質量流量と破断口オリティの関係等、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2.2.18全交流動力電源喪失時における原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定性）において、原子炉格納容器圧力及び温度の長期傾向に対するMAAPコードとMRELAP5/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"> <li>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> </ul>	
<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"> <li>① 燃料被覆管温度（酸化量）</li> <li>② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力</li> <li>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</li> </ol>	<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380℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.3MPa [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、B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を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.130MPa [gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約100℃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16.3MPa [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"> <li>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。</li> <li>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次冷却系の最高圧力は1次冷却系の圧力損失を考慮しても16.3MPa [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。</li> <li>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（0.392MPa [gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧再循環を行い、事象発生時の約81時間後に原子炉格納容器温度が100℃に到達後、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る除熱が開始され、原子炉格納容器の</li> </ol>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>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維持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、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 7.1.2.18 図及び第 7.1.2.37 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常設電動注入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 1,200℃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、高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こと、また、RCP シール LOCA が発生しない場合には、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 次系強制減圧及び常設電動注入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、以降は高圧再循環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 次系強制冷却により 1 次冷却系圧力が 0.83MPa[gage]に到達すれば RCP シールからの漏えいは停止し 1 次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、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

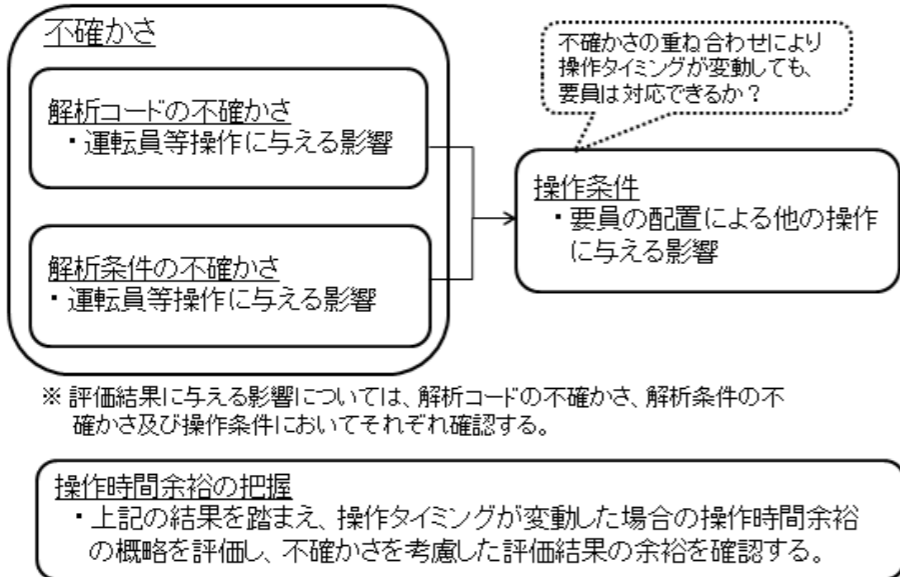
確認内容の概要：

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。



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、「1.1(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> <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>



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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>(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30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次系温度を指標に調整操作を行う1次系温度維持、1次系圧力を起点に操作を開始する蓄圧タンク出口弁閉止、蓄圧タンク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次系圧力を起点に操作を開始する常設電動注入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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ Marviken 試験解析との比較から、1 次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ことを確認した。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。</li> <li>・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1 次系における沸騰・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 次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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 次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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 次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p>以上より、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"> <li>・ 1 次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 次系の減温、減圧が遅くなるため、1 次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなることを確認した。</li> <li>・ 1 次系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさを考慮した場合には 1 次系温度及び圧力は低くなることから、1 次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなることを確認した。</li> <li>・ 1 次系における気液分離・対向流及び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 次系の減温、減圧が速くなることから、1 次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなることを確認した。</li> </ul> <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) <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、<u>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"> <li>・ 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。</li> <li>・ Marviken 試験解析との比較から、1 次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</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>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。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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次系における沸騰・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次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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次系圧力を0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p>以上より、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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。このため、実際の炉心水位は高くなり、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。</li> <li>・ Marviken 試験解析との比較から、1次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的设计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。</li> <li>・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次系における沸騰・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次系圧力を最大で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。</li> <li>・ 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次系圧力を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次系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。</li> <li>・ 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次系圧力を最大で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次系の減温、減圧が速くなることにより1次系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。</li> <li>・ 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1.6倍高く、原子炉格納容器内温度を約20℃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小さくなることから、評価項</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	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（玄海3・4号炉）
<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蓄圧タンク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、玄海3号炉及び4号炉は蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積に設計値を用いている。（第7.1.2.2表 主要解析条件（全交流電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合））において、蒸気発生器2次側保有水量及び原子炉格納容器自由体積に関する記載がないことにより設計値を用いていることを確認。）</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次系温度及び圧力の低下が速くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間や1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク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次系温度及び圧力の低下が遅くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間や1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</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、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蓄圧タンク内の窒素ガスの混入を防止するため、蓄圧タンク内の保有水量が全量注入される前に、蓄圧タンク出口弁を閉止する。この場合、蓄圧タンク内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、蓄圧タンク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、蓄圧タンク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、蓄圧タンク保有水量に最小保有水量を設定しているため、蓄圧タンク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、これに対して蓄圧タンク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ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、玄海3号炉及び4号炉は蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積に設計値を用いている。</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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>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> <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 蓄圧タンク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、初期の蓄圧タンク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、蓄圧タンク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次系への注水量の観点から厳しくなるが、1次系圧力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96ton）に対して、蓄圧注入期間中の1次冷却系の保有水量（約174ton）が十分多いことから、蓄圧タンク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。</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。さらに、格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は同等であることから、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>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.2.19 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（玄海3・4号炉）
<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、<u>要員の配置</u>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>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 現場における2次系強制冷却、中央制御室における蓄圧タンク出口弁の閉止及び常設電動注入ポンプの起動は、それぞれ別の運転員等による操作を想定しており、また、1次系の温度維持及び減温、減圧は、運転員による主蒸気逃がし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、蓄圧タンク出口弁の閉止及び常設電動注入ポンプの操作を行う要員には重複する操作は無いことから、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<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 事象発生の30分後又は蓄圧タンク出口弁閉止を起点とする2次系強制冷却による1次系温度維持については、運転員等の主蒸気逃がし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。蓄圧タンク出口弁閉止については、1次系圧力約1.7MPa[gage]にて蓄圧タンク出口弁を閉止すること及び1次系圧力は主蒸気逃がし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>蓄圧タンク出口弁閉止後の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次系温度及び圧力の低下が速くなると、主蒸気逃がし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次系からの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。また一方で、冷却材放出における臨界流モデルの不確かさ、RCPシール部からの漏えい率等の不確かさにより1次系からの漏えい量が少なくなると主蒸気逃がし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>常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、蓄圧タンク出口弁閉止後の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（玄海3・4号炉）
<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 常設電動注入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、蓄圧タンク出口弁の閉止操作及び充てん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30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30分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、1次系の減温、減圧が遅くなることにより、1次系からの漏えい量が多くなり、1次系保有水量の減少が早くなるが、評価項目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60分程度（解析条件では、2次系強制減圧操作は事象発生30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 蓄圧タンク出口弁閉止の操作時間余裕としては、1次系圧力が約1.7MPa[gage]から蓄圧タンク内の窒素が1次系内に注入される圧力1.2MPa[gage]に達するまでの時間を、1次系圧力が約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次系圧力約1.7MPa[gage]到達から10分程度は確保できることを確認した。</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、1.1時間程度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、常設電動注入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次系圧力が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次系圧力約0.7MPa[gage]到達から1.1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 2.2.21 全交流動力電源喪失時の代替炉心注水操作の時間余裕について）において、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水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（玄海3・4号炉）
<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、3号炉及び4号炉合わせて52名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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、緊急時対策本部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、重大事故等対策に必要な要員と同数の要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても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1,309kWであり、空冷式非常用発電装置の給電容量約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約1309kWの負荷が必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2920kW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（玄海3・4号炉）
<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 本事故シナシ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、<b>本重要事故シナシが発生し、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（970m<sup>3</sup>）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14.8時間後に枯渇すると評価している。</b>これに対して、それまでの間に、淡水（八田浦貯水池）又は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常設電動注入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（1,960m<sup>3</sup>）の使用を考慮し、事象発生後約67.5時間の注水継続が可能である。事象発生約59時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧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。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、補助給水タンク枯渇までの水量約970m<sup>3</sup>の使用を考慮し、事象発生後約14.8時間の注水継続が可能である。以降は、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ等による復水タンクへの補給を行うことを確認した。</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、<b>燃料として、大容量空冷式発電機等の7日間の運転継続に必要な重油量は約284.5kLであり、発電所内の燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄された使用可能な重油量約376kLで対応が可能である。</b>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（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li>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。</li> </ul>	<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（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	2.3-11
(1) 有効性評価の方法	2.3-11
(2) 有効性評価の条件	2.3-13
(3) 有効性評価の結果	2.3-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.3-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.3-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.3-22
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	2.3-22
b. 操作条件	2.3-24
(3) 操作時間余裕の把握	2.3-25
4. 必要な要員及び資源の評価	2.3-26
5. 結論	2.3-28

玄海3・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（玄海3・4号炉）															
<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"> <li>「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」</li> <li>「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」</li> </ul> <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>（追補 2. I 第 1-9 表抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1130 825 2018 1062"> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">原子炉補機 冷却機能喪失</td> <td style="text-align: center;">◎</td> <td style="text-align: center;">原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA</td> <td style="text-align: center;">2次系強制冷却 +常設電動注入 ポンプ</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;">-</td> <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></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>	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次系強制冷却 +常設電動注入 ポンプ	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
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次系強制冷却 +常設電動注入 ポンプ	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									

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

(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（玄海3・4号炉）
<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 ECGS 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原子炉補機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、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水並びに原子炉補機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逃がし弁操作による 1 次系の減温、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、若しくは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 次系保有水量が減少し、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、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逃がし弁を用いた 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（玄海3・4号炉）
<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、漏えい規模が大きいLOCAの発生の有無及び蒸気発生器への補助給水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逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、補助給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、常設電動注入ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、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逃がし弁の開操作による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。常設電動注入ポンプ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、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク、常設電動注入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」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移動式大容量ポンプ車によるB高圧注入ポンプ（海水冷却）への海水通水後、格納容器再循環サンプ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、高圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、移動式大容量ポンプ車、B高圧注入ポンプ（海水冷却）等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水により格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、B格納容器再循環ユニット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高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」、「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」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、移動式大容量ポンプ車、B高圧注入ポンプ（海水冷却）、格納容器再循環サ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」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、高圧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2.2.17 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、「高温の停止状態に到達した時点（1次系圧力0.7MPa[gage]、温度170℃の保持及び加圧器水位保持）」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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>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。 ② 常設電動注入ポンプによる代替炉心冷却に係る計装設備として、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。 ③ 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、高圧注入ポンプ流量、格納容器再循環サンプ水位(広域)、格納容器内温度、格納容器内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。 (原子炉補機冷却機能喪失の場合)</p> <p>① 高圧再循環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16%になれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%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。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ついては、準備が完了後、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行うことを確認した。</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"> <li>・ アニュラス空気浄化ファンの起動</li> <li>・ B充てんポンプ(自己冷却)による炉心注水</li> <li>・ 原子炉補機冷却系の復旧</li> </ul> <p>② 有効性評価上は期待しないが、アニュラス空気浄化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。B充てんポンプ(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。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>補足説明資料「添付資料2.2.10 補機冷却水の復旧について」において、海水ポンプ用電動機予備品により原子炉補機冷却海水系を復旧する手順が示されている。(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「全動力電源喪失」の添付資料を参照した)</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時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>

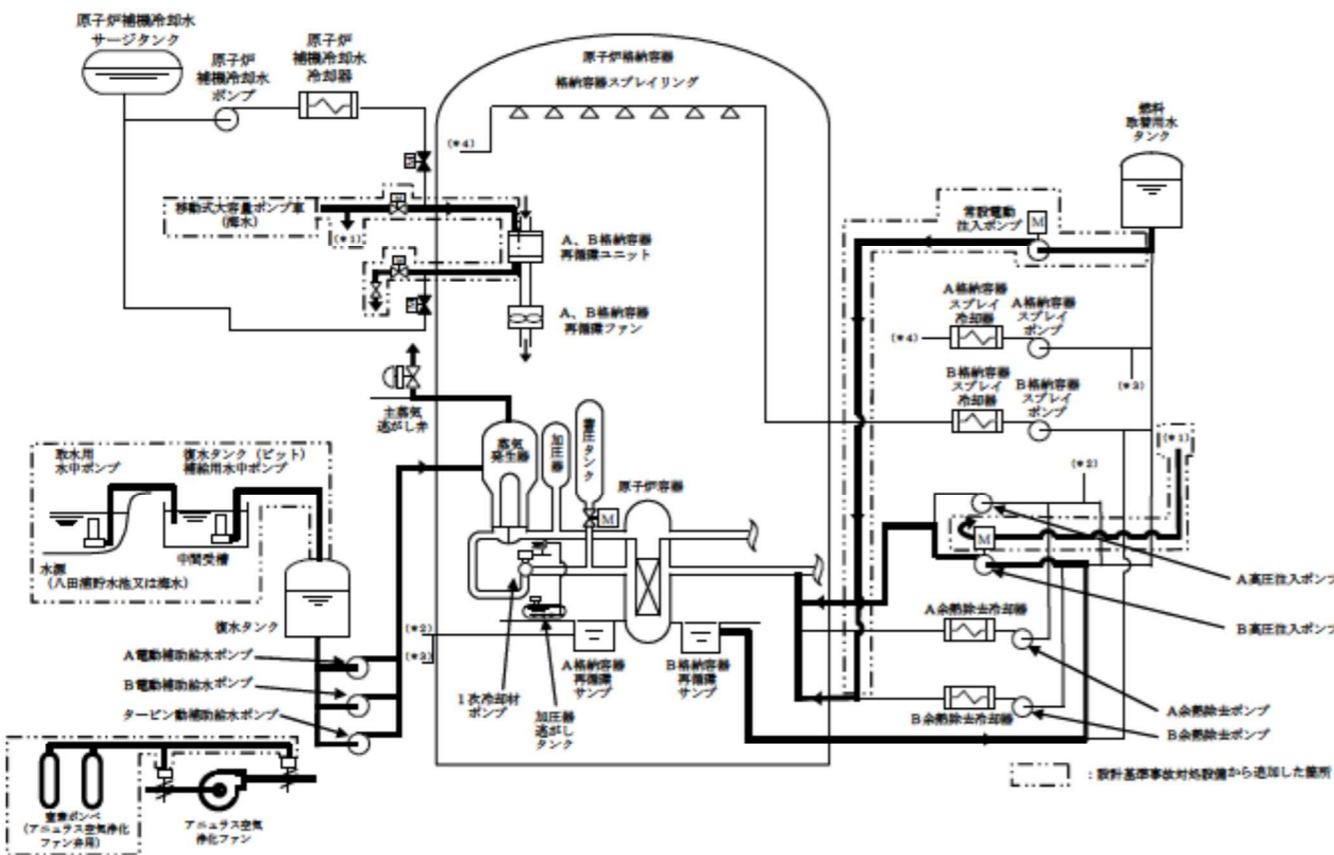


審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「追補 2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙 3 第 1 表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、代替補機冷却、海水系の代替手段代替について、米国・欧州での対策との比較を行っており、玄海3・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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>（i）2次系強制冷却、常設電動注入ポンプ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、主蒸気逃がし弁、常設電動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、B格納容器再循環ユニット、B高圧注入ポンプ(海水冷却)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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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>（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」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「原子炉補機冷却機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>原子炉補機冷却機能喪失の判断</u>: 原子炉補機冷却水ポンプの全台停止等により原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉手動停止を行う。</p> <p><u>補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認</u>: 補助給水ライン流量計指示が 125m<sup>3</sup>/h あることにより、補助給水流量の確立を確認。</p> <p><u>1次冷却材の漏えい確認</u>: 1次系冷却系圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、原子炉格納容器内圧力・温度等により、1次冷却材の漏えいの有無を確認。</p>

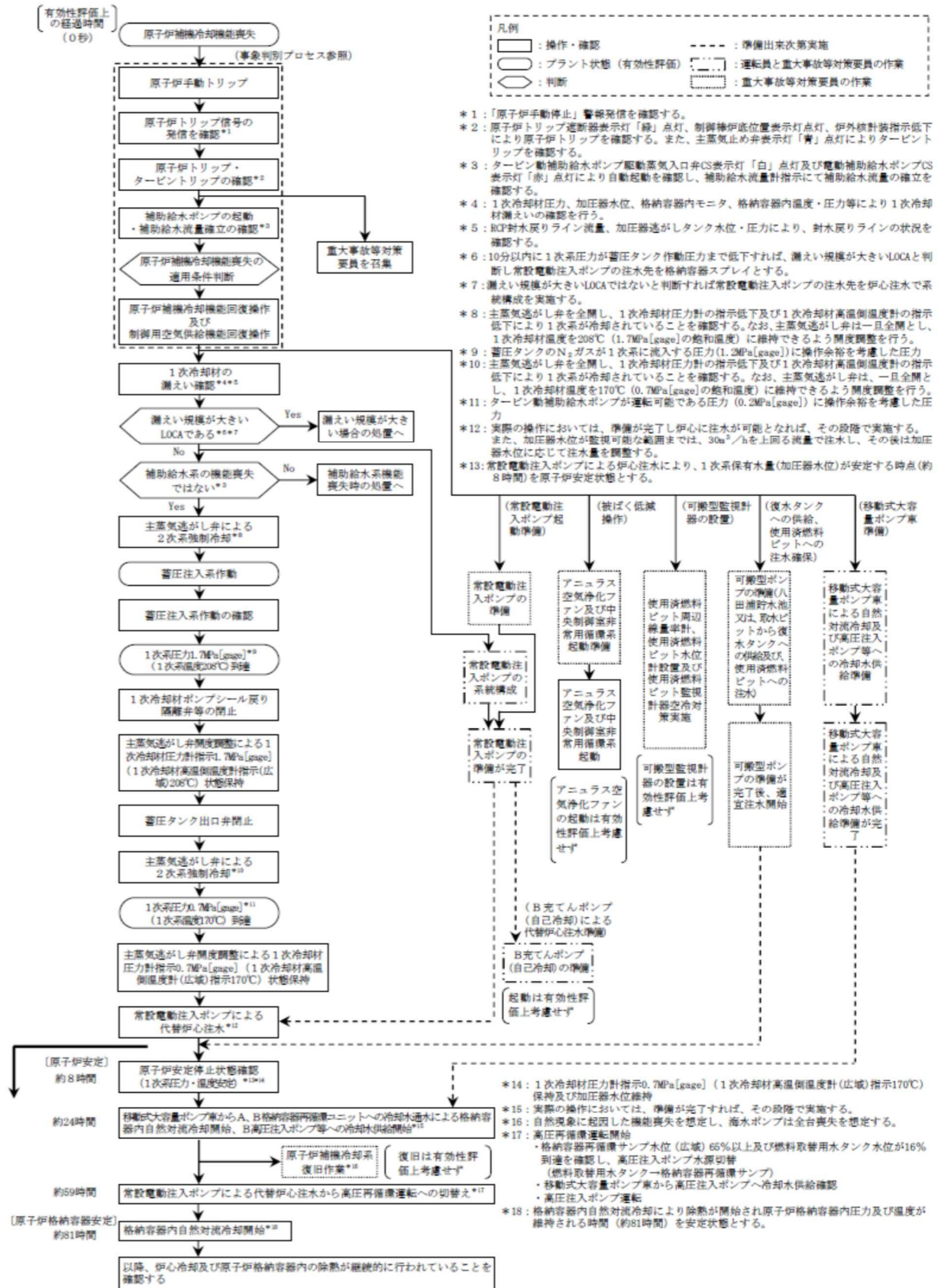
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p><u>漏えい規模の判断</u>：10分以内に1次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下すれば、漏えい規模が大きいLOCAと判断する。</p> <p><u>2次系強制冷却</u>：現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、1次冷却材圧力計指示1.7MPa[gage]を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば1次系温度、圧力を維持する。</p> <p><u>1次系温度・圧力の維持判断</u>：蓄圧タンクのN2ガスが1次系に混入するのを防止するため、1次冷却材圧力を1.7MPa[gage]で維持。</p> <p><u>蓄圧タンク出口弁閉止判断</u>：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><u>補助給水流量調整判断</u>：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は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整。</p> <p><u>1次系温度・圧力の維持判断</u>：1次系の漏えい停止圧力であり、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。なお、崩壊熱の低下により2次系除熱量も少なくなるため主蒸気逃がし弁を徐々に閉止。</p> <p><u>高圧再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<p>③ (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1.2 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1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.10 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」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水や原子炉補機冷却系の復旧等、（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>（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等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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>操作については、警報発信等から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





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（玄海3・4号炉）
<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、<u>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、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮した「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</u>ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 主蒸気逃がし弁1個当たりの流量を確認。</li> <li>・ 蓄圧タンクの初期保持圧力を確認。</li> <li>・ 常設電動注入ポンプの注水流量を確認。</li> <li>・ RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力を確認。</li> </ul>	
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 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）</li> </ul> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気逃がし弁流量</li> <li>・ 補助給水流量</li> <li>・ 炉心注水流量</li> <li>・ 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）</li> </ul> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次系圧力</li> <li>・ 蒸気発生器水位</li> <li>・ 崩壊熱と2次系除熱量のバランス</li> <li>・ 1次系圧力</li> <li>・ 1次系温度</li> <li>・ 漏えい流量と注水流量</li> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 原子炉格納容器温度</li> </ul> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> </ul>	
<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"> <li>① 燃料被覆管温度（酸化量）</li> <li>② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力</li> <li>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</li> </ol>	<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（玄海3・4号炉）
<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

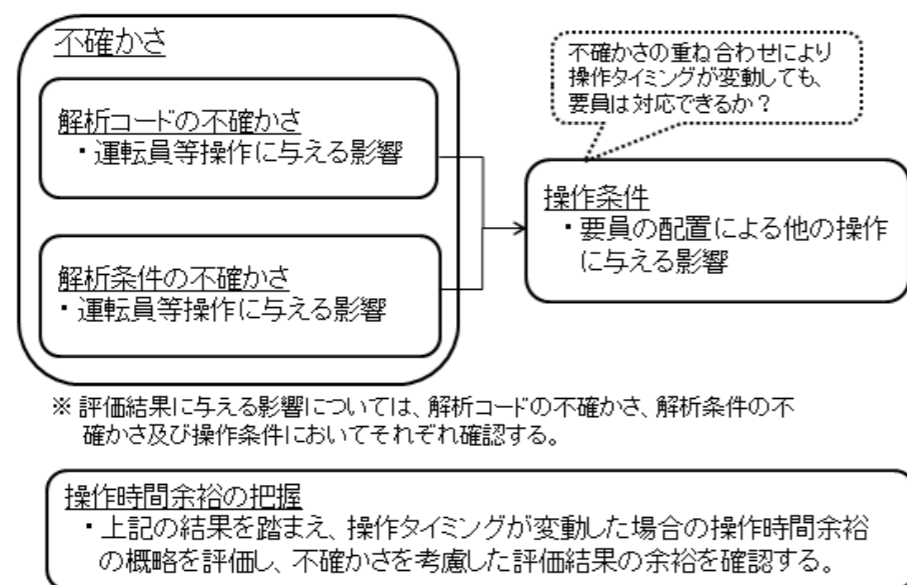
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<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>
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	

(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（玄海3・4号炉）
<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、<u>要員の配置</u>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<u>評価結果</u>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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、<u>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</u>としていることを確認した。</p> <p>（ii）① 電源供給量の充足性について、<u>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</u>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（玄海3・4号炉）
<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) ① 水源の充足性について、<u>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</u>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、<u>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</u>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（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>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>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>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>「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>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. 4-24
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 4-26
5. 結論	2. 4-28



玄海3・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（玄海3・4号炉）																																						
<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"> <li>・ 大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・ 大破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul> <p>（追補2. I 第1-9表抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1151 863 2208 1199"> <tr> <td rowspan="6" style="text-align: center;">原子炉格納容器 の除熱機能喪失</td> <td style="text-align: center;">◎</td> <td>大破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗</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 style="text-align: center;">-</td> <td>大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 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;">中</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">-</td> <td>中破断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;">中</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">-</td> <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;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">中</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">-</td> <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;">中</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">-</td> <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;">中</td> <td style="text-align: center;">低</td> <td style="text-align: center;">高</td> </tr> </table>	原子炉格納容器 の除熱機能喪失	◎	大破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗	格納容器内 自然対流冷却	低	高	高	低	-	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	低	中	高	低	-	中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	低	高	中	低	-	中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	低	中	中	中	-	小破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	低	高	低	中	-	小破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	低	中	低	高
原子炉格納容器 の除熱機能喪失	◎		大破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 + 低圧再循環失敗	格納容器内 自然対流冷却		低	高	高	低																														
	-		大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗			低	中	高	低																														
	-		中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗			低	高	中	低																														
	-		中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗			低	中	中	中																														
	-		小破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗			低	高	低	中																														
	-	小破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	低		中	低	高																																

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

(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（玄海3・4号炉）
<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、格納容器再循環サンプ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</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、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、冷却器を経由しない高圧注入ポンプによる高圧再循環により継続するが、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、格納容器再循環サンプ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」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、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</u>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

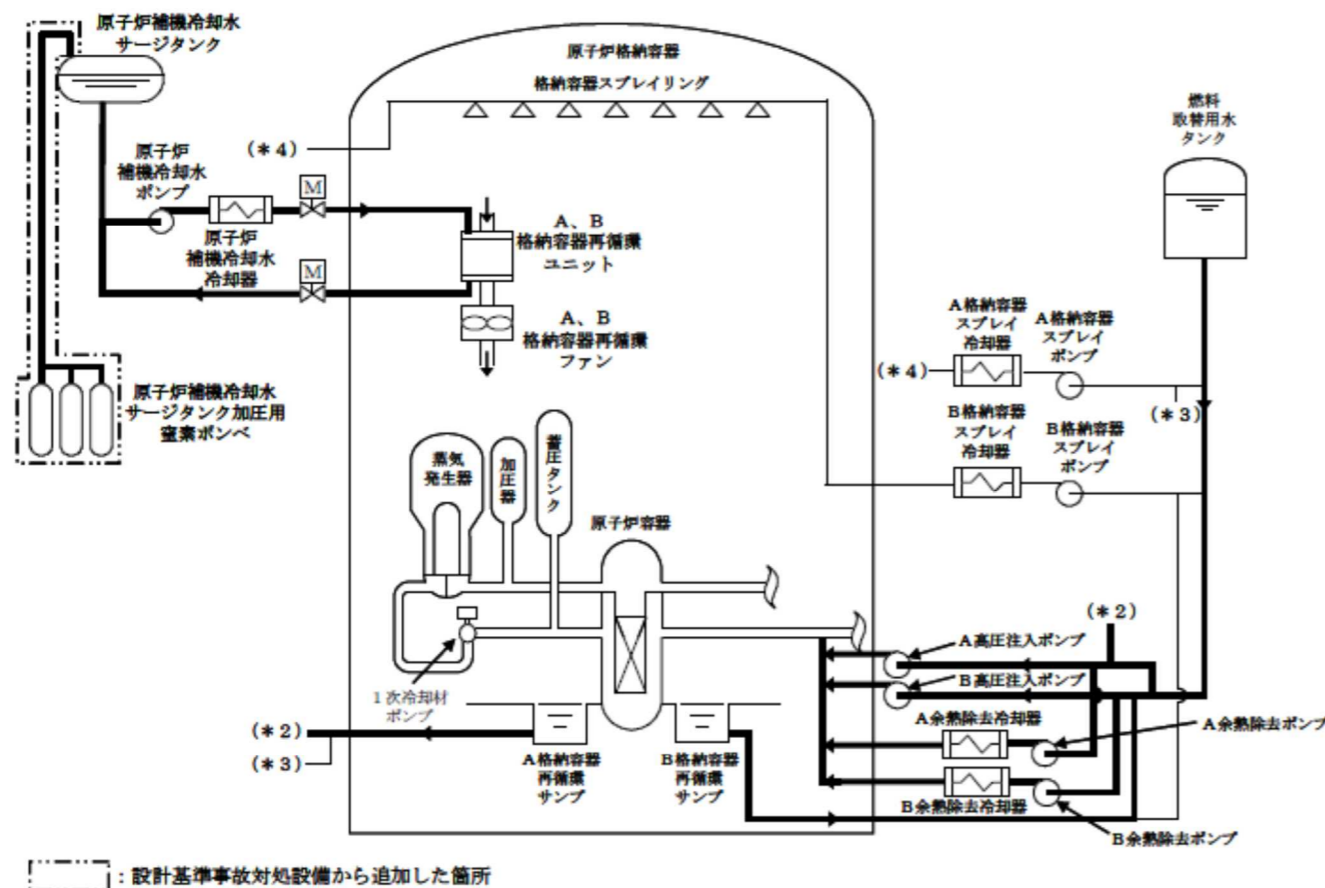
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シー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、B格納容器スプレイ流量積算流量計、格納容器内温度等が、低圧再循環機能喪失の判断に係る計装設備として、余熱除去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、<b>高圧注入ポンプ等による炉心注水を実施する。このため、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、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、B格納容器再循環ユニット、A、B原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</b>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、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、B格納容器再循環ユニット、A、B原子炉補機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<sup>※</sup>）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、<b>格納容器再循環サンプ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、高圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける</b>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再循環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1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」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、高圧再循環で用いる重大事故等対処設備として、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サ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>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、高圧再循環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2.4.7 安定停止状態について）において、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「高温の停止状態となった時点（高圧再循環の継続により原子炉容器内水位が維持され、格納容器自然対流冷却により格納容器再循環サンプ水温が安定又は低下傾向）」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>(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</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、高圧注入ポンプ流量、余熱除去流量、燃料取替用水タンク水位、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（玄海3・4号炉）
<p>計装設備を確認。</p> <p>② 高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>② 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、高圧注入ポンプ流量、格納容器再循環サンプ水位（広域）、格納容器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16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%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。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、準備が完了すれば通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行うことを確認した。</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"> <li>・ 格納容器スプレイ注入機能回復</li> <li>・ 2次系強制冷却</li> <li>・ 燃料取替用水タンクへの補給</li> <li>・ 低圧再循環機能回復</li> </ul> <p>② 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」において整備されていること、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」において整備されており、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「表2.6.1 ECCS 注水機能喪失時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) 「追補2. 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、原子炉格納容器除熱機能について、米国・欧州での対策との比較を行っており、玄海3・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>(i) ECCSによる炉心注水に関連する設備として、A高圧注入ポンプ、B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再循環及び格納容器内自然対流冷却に関連する設備としてA、B格納容器再循環ユニット、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ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>

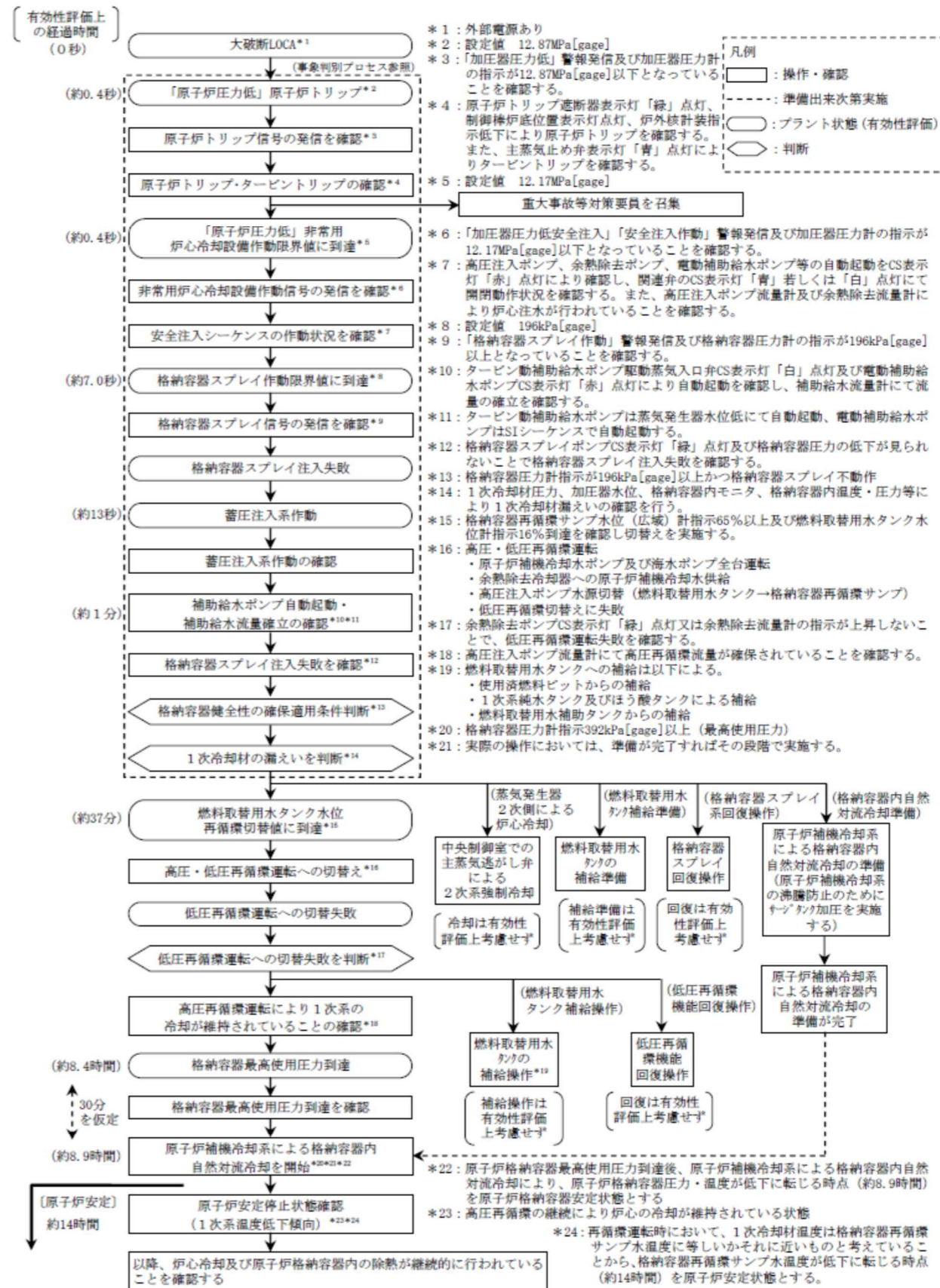
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</li> </ul>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<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><u>蓄圧注入系作動の確認</u>：1次系圧力が蓄圧タンク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><u>1次冷却材の漏えい判断</u>：1次系冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内圧力及び温度等のパラメータにより判断。</p> <p><u>格納容器スプレイ注入機能喪失の判断</u>：原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力である196kPa[gage]において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により格納容器スプレイライン流量が確認できない場合は、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断。</p> <p><u>再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示70%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p> <p><u>低圧再循環機能喪失の判断</u>：余熱除去流量の指示がない等により、低圧再循環機能の喪失を判断。</p> <p><u>格納容器内自然対流冷却</u>：A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。</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>(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 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」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」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>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1.3 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1.4 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1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.15 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 燃料取替用水タンクへの補給操作、格納容器スプレイ注入機能や低圧再循環機能の回復操作等、（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。</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（玄海3・4号炉）
<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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<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等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、警報発信等から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マートの状況、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の運転員等操作時間を設定する。</p>





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



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 (「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展)

手順の項目	必要な要員と作業項目		手順の内容	経過時間 (分)		備考
	3号	4号		0	10	
状態判断	当直班長	1	号炉毎 運転操作指揮者			約10時 運転員が格納容器内自然対流開始を確認し、格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後) 約10時 運転員が格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後)
	当直班長 当直主任 運転員	1	号炉毎運転・運転操作補助 ●原子炉・ターボポンプリリフ確認 ●安全注入システム動作状況の確認 ●格納容器スプレイトレイ機構動作確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水機運転 (中央制御室側)	10分		
格納容器内自然対流開始	運転員 B	1	●格納容器スプレイトレイポンプ手動運転 (中央制御室側) ●見回移動/格納容器スプレイトレイポンプ駆動操作 (見回操作) ●見回移動/格納容器スプレイトレイポンプ駆動操作 (見回操作) ●原子炉格納容器給水系追加操作 (見回操作)			約10時 運転員が格納容器内自然対流開始を確認し、格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後) 約10時 運転員が格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後)
	運転員 C	1	●見回移動/格納容器スプレイトレイポンプ駆動操作 (見回操作) ●見回移動/格納容器スプレイトレイポンプ駆動操作 (見回操作)			
格納容器内自然対流開始時刻	重大事象対策要員 (初期) 運転員対要員 C、F 体配対応要員	2	●見回移動/原子炉格納容器給水系追加操作 (見回操作) ●見回移動/可変流量度計設置 (格納容器内側) エキ入口流量/出口流量 (SA) 用 (見回操作) ●主蒸気過熱し弁開放 (中央制御室側)	10分		格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後) 格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後)
	運転員 B	1	●見回移動/格納容器給水系追加操作 (見回操作)			
低圧・低圧内循環切替	運転員 B	1	●低圧内循環切替操作 (見回操作) ●見回移動/格納容器給水系追加操作 (見回操作)			格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後) 格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後)
	運転員 C	1	●見回移動/格納容器給水系追加操作 (見回操作)			
燃料貯留用タンク確認	重大事象対策要員 (初期) 運転員対要員 C、H	2	●見回移動/燃料貯留用タンク確認準備 (見回操作) (フェーズスタンバイ状態) (見回操作) ●燃料貯留用タンク確認操作 (中央制御室側)	30分		格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後) 格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後)
	運転員 B	1	●見回移動/燃料貯留用タンク確認準備 (見回操作)			
格納容器内自然対流開始	重大事象対策要員 (初期) 運転員対要員 A、F	2	●見回移動/A、B格納容器内側循環ユニット追加水廻り重畳操作 (見回操作)			格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後) 格納容器内自然対流開始時刻を記録する(約20分後)
	運転員 A	1	●見回移動/A、B格納容器内側循環ユニット追加水廻り重畳操作 (見回操作)			

●本欄が、作業の必須項目については、運転の取組手順を記載し、その中で必要な要員を記載する。また、本欄に記載されていない項目については、本欄に記載されている項目と同様の取組を行う。  
 ●本欄が、作業の必須項目については、運転の取組手順を記載し、その中で必要な要員を記載する。また、本欄に記載されていない項目については、本欄に記載されている項目と同様の取組を行う。  
 ●本欄が、作業の必須項目については、運転の取組手順を記載し、その中で必要な要員を記載する。また、本欄に記載されていない項目については、本欄に記載されている項目と同様の取組を行う。

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 (大破断LOCA時に格納容器スプレイトレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故)



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（玄海3・4号炉）
<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、「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を選定する。</p> <p>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除熱及び低圧再循環による炉心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及び再循環切替後の低圧再循環による炉心冷却が期待できず、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が速いことから、運転員等操作の余裕時間の観点で厳くなる「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び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（玄海3・4号炉）
<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再循環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、格納容器再循環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>補足説明資料（添付資料 2.4.3 MAAP コードの大破断 LOCA への適用性について（原子炉格納容器の除熱機能喪失））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、原子炉格納容器内温度については適用性が低いものの、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（玄海3・4号炉）
<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、大破断 LOCA が発生するものとし、破断位置は、低温側配管（原子炉圧力容器と 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、大破断 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 の注水配管との間において破断するものとし、破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m (27.5inch) の完全両端破断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及び低圧再循環機能の喪失であり、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 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 1 次系圧力/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（玄海3・4号炉）
<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>	<p>（i）機器条件として、炉心注水流量は、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、格納容器再循環ユニットは2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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 非常用炉心冷却設備作動信号の設定を確認。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。</li> <li>・ 蓄圧タンクの初期圧力、保有水量を確認</li> <li>・ 再循環切替の設定水位を確認。</li> </ul>	<p>～168℃に対して、除熱量約4.1～約11.2MW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 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><u>ECCS 作動信号</u>：原子炉圧力低（12.04MPa[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、ECCS 作動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 ECCS 作動限界値を設定。ECCSS 検出の作動が早くなることにより、原子炉格納容器へ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。</p> <p><u>高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプの使用台数、注入特性</u>：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、再循環切替前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替後は低圧再循環機能喪失を想定するため、高圧注入ポンプ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360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa[gage]、低圧注入特性：0～約2,500m<sup>3</sup>/h、0～約1.5MPa[gage]）を用いる。</p> <p><u>補助給水ポンプ</u>：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4基あたり370m<sup>3</sup>/hと設定。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：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、標準的に最低保持圧力及び最低保有水量（4.04MPa[gage]、26.9m<sup>3</sup>/基）として設定。</p> <p><u>再循環切替設定水位</u>：再循環切替設定水位として、燃料取替用水タンク水位低（16%）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、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>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><u>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）</u>：「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場の重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に20分、ディスタンスピース取替えに30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。なお、中央制御室での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><u>格納容器内自然対流冷却</u>：「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」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、重大事故等対策要員4名であり、現場での原子炉補機冷却水系加圧操作に60分、可搬型温度計測装置取付けに60分、A、B格納容器再循環ユニットへの冷却水通水操作に10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>格納容器内自然対流冷却の開始時間は、現場での原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作等に必要時間を考慮し、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「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に倣ったもので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、格納容器スプレイ注入機能や低圧再循環機能</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>の回復操作、燃料取替用水タンクへの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（玄海3・4号炉）
<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次冷却系圧力が急激に低下していることから大破断LOCAが発生していることを確認したこと、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。                      補足説明資料（添付資料2.4.11 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図と第7.1.4.6図の事象初期部分の拡大図が示されている。</p> <p>③ 第7.1.4.8図より、低圧注入流量は再循環切替時点でゼロとなっており、安全機能の喪失の仮定どおり低圧再循環機能が喪失していることを確認し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> </ul>	<p>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100kg/s（→360ton/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7.1.4.10図、第7.1.4.12図、第7.1.4.13図、第7.1.4.13図、第7.1.4.14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、燃料被覆管温度は有意な温度上昇を示していないことを確認した。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（除熱量は約20MW）することから格納容器再循環サンプル水温はサブクールを維持すること、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。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 燃料被覆管温度（酸化量）</li> <li>② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力</li> <li>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</li> </ol>	<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、<b>大破断LOCAの発生後、一時的に炉心が露出するもののECCSによる炉心注水により再冠水し、その後は高圧再循環により炉心の冠水状態が維持される。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）の解析結果を参照する。その結果、PCTは約1,006℃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16.3MPa[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、格納容器再循環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0.408MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約140℃に抑えられる</b>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"> <li>① 燃料被覆管温度は、MAAPの評価結果においては事故発生当初の値（340℃）以下となっていること、燃料被覆管温度の観点で本重要事故シーケンスよりも厳しい条件である既存のDBA解析結果においては燃料被覆管温度の最高値は1,006℃であり、評価期間を通じて1,200℃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。（DBAの解析結果では、被覆管の酸化割合は約1%に留まっている。）</li> <li>② 本重要事故シーケンスではLOCAを想定しており、1次系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。</li> <li>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、原子炉格納容器圧力・温度の最高値はそれぞれ、約0.408MPa[gage]、約140℃であり、それぞれ評価項目を満足していることを確認した。</li> </ol>
<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、<b>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</b>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1,200℃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>



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、<b>高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</b>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、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却により事象発生後24時間時点においても炉心気泡水位は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、第7.1.4.13図、第7.1.4.14図にあるとおり格納容器再循環サンプル水はサブクールを維持していること、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、余熱除去系や格納容器スプレイ系が回復すれば、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><b>補足説明資料（添付資料2.4.7 安定停止状態についてにおいて、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「高温の停止状態となった時点（高圧再循環の継続により原子炉容器内水位が維持され、格納容器内自然対流冷却により格納容器再循環サンプル水温が安定又は低下傾向）」としていることが示されている。</b></p>

### 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

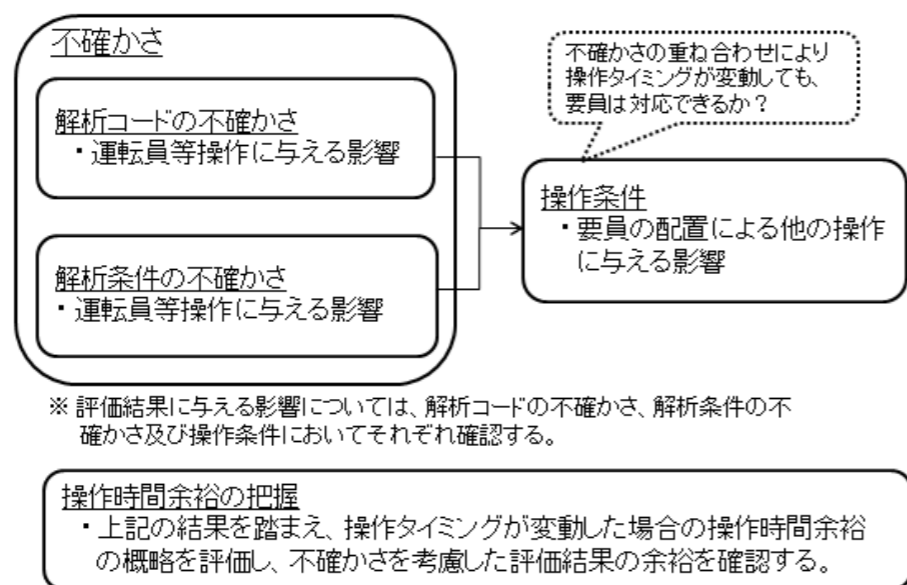
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<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、「1.1(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> <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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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>(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再循環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（玄海3・4号炉）
<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、<b>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</b>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、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。  <b>補足説明資料（添付資料 2.4.8 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。</b></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（玄海3・4号炉）
<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、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び標準値として設定している格納容器再循環ユニットの除熱特性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、玄海3号炉及び4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。</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 解析では破断口径が最も大きい低温側配管の完全両端破断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、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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、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>③ 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、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>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件（4号炉の粗フィルタを取り外した場合）の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、格納容器内自然対流冷却は、開始前の原子炉格納容器の圧力を起点としていることから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。 補足説明資料（添付資料2.4.9 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取外した場合の事象進展について）において、粗フィルタを取り外した場合の感度解析の結果が示されている。</p> <p>⑤ 該当なし。</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、<u>本重要事故シーケンスにおいては、起因事象として破断口径が最も大きい低温側配管の完全両端破断が発生するものとしているため、解析条件として破断口径を変動させたとしても、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度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。格納容器再循環ユニットの除熱特性を、粗フィルタを撤去した場合の除熱特性として感度解析を実施した。その結果、評価項目に対する余裕は大きくなる</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、玄海3・4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。</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 解析では破断口径が最も大きい低温側配管の完全両端破断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、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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度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 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>⑥ 燃料取替用水タンクの保有水量の影響を確認。</p>	<p>に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、解析では粗フィルタがある場合の標準値を格納容器再循環ユニットの除熱特性としているため、除熱特性が低い4号炉の格納容器再循環ユニットについて、粗フィルタを撤去した場合の除熱特性で感度解析を実施した。その結果、評価項目に対する余裕は僅かに大きくなることを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<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10分後から60分間で終了し、実施は解析上事象発生後約8.9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等は、その操作前に他の操作を実施していない。また、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2.4.9 原子炉格納容器の除熱機能喪失時に格納容器内自然対流冷却を早期に開始した場合の原子炉格納容器圧力及び温度の挙動について）において、格納容器内自然対流冷却の開始時間を早めた場合の感度解析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、中央制御室で操作を行う運転員、現場操作を行う運転員等は、前後に他の操作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。</p> <p>また、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とから、事象発生80分後から格納容器内自然対流冷却を開始することを想定した場合の感度解析を実施した。その場合の原子炉格納容器圧力及び温度は、格納容器内自然対流冷却の開始直後から低めに推移する。A、B格納容器再循環ユニットの除熱量は原子炉格納容器内温度に依存し、原子炉格納容器内温度が低い場合には除熱量も減少するが、原子炉格納容器圧力及び温度の最高値については、解析条件である原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後から格納容器内自然対流冷却を開始した場合と比較して低下している。このため、格納容器内自然対流冷却を早期に開始した場合には、評価項目に対する余裕は大きくなる。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（玄海3・4号炉）
<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>(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が最高使用圧力到達時点の原子炉格納容器圧力上昇率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原子炉格納容器の最高使用圧力到達から12時間程度は確保できることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
格納容器内自然対流冷却の開始時間余裕を確認。	



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（玄海3・4号炉）
<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、3号炉及び4号炉合わせて32名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても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、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、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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>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)</li> </ul>	<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、格納容器再循環サンプを水源とした高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612.5kLである。これに対して、発電所内の燃料貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量約620kL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、再循環切替を行った後は格納容器再循環サンプ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（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>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>重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環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>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>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「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環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「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>

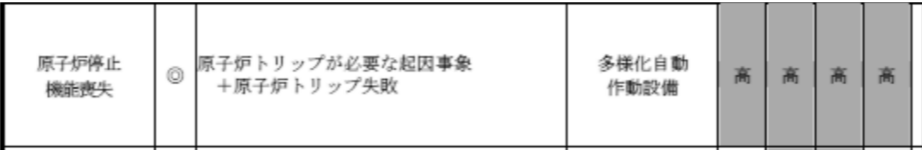
原子炉停止機能喪失

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	2.5-2
(3) 炉心損傷防止対策	2.5-3
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.5-10
(1) 有効性評価の方法	2.5-10
(2) 有効性評価の条件	2.5-12
(3) 有効性評価の結果	2.5-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.5-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.5-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.5-23
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	2.5-23
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

玄海3・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（玄海3・4号炉）
<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、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ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>（追補2. I 第1-9表 抜粋）</p> 

(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（玄海3・4号炉）
<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>(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>(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>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</u>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起因事象として運転時の異常な過渡変化が発生し、原子炉トリップが必要となるが、原子炉トリップ機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、運転時の異常な過渡変化のうち「主給水流量喪失」、「負荷の喪失」のような加圧事象では、原子炉が高出力で維持されるとともに、蒸気発生器への注水喪失により除熱が低下することから、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、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であることを確認した。</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、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</u>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、蒸気発生器の主給水停止に伴う除熱量の低下を緩和させるための補助給水による蒸気発生器への注水機能、1次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>

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

(3) 炉心損傷防止対策

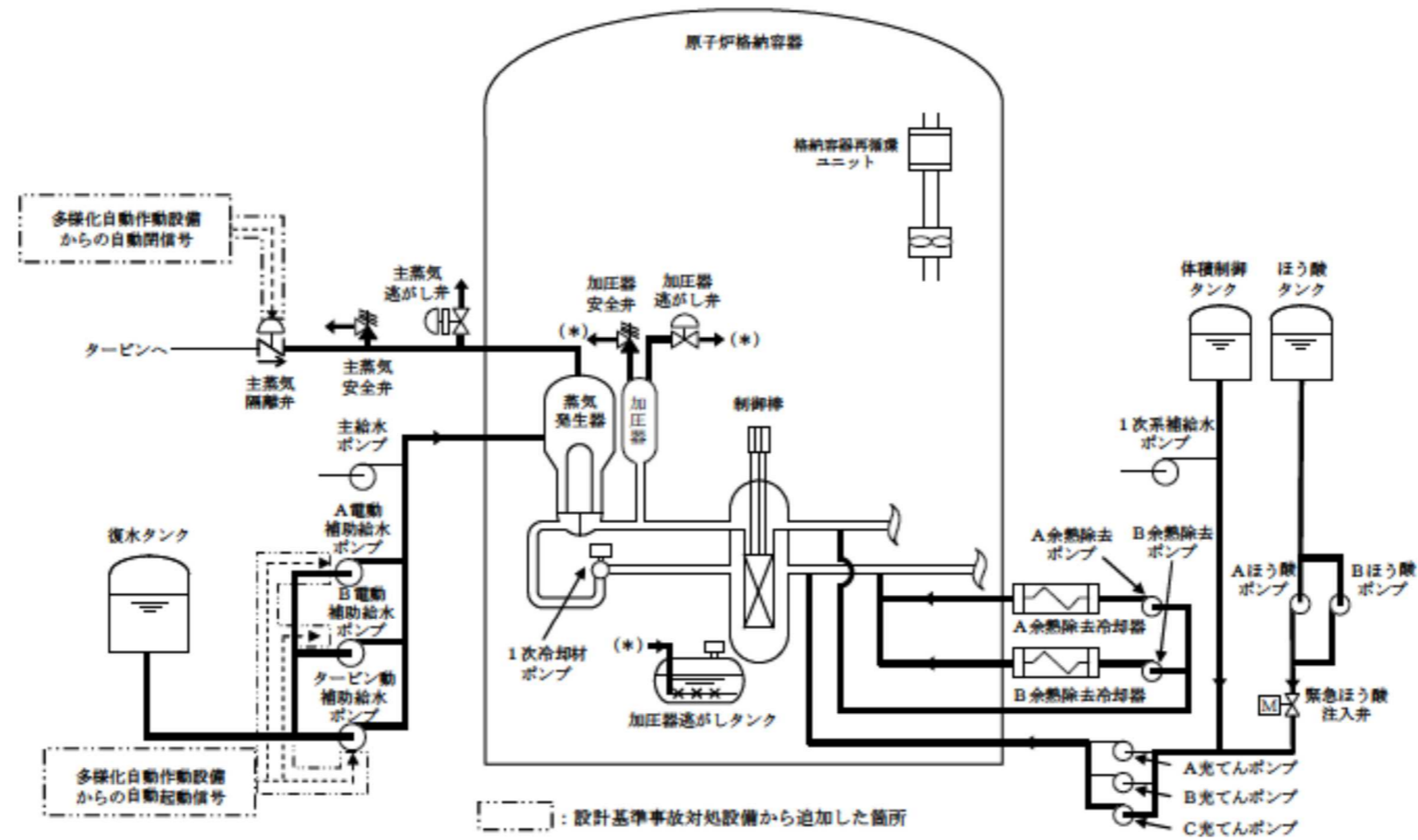
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シー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」の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、新たに多様化自動作動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補助給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多様化自動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「原子炉停止器機能喪失」の重大事故等対策について」において、多様化自動作動設備、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等が挙げられていること、1次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"> <li>・ 未臨界を確保できることを確認。</li> </ul>	<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、緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし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、充てんポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、主蒸気逃がし弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器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注入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「原子炉停止器機能喪失」の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、余熱除去冷却器が挙げられていること、1次系の減圧・減温に係る重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし弁、電動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「表2.5.1原子炉停止器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、緊急ほう酸注入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、原子炉格納容器内の冷却については、格納容器再循環ユニット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、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内雰囲気気を冷却・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2.5.8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、「低温停止状態に到達した時点」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>(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」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>	<p>① 多様化自動作動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 緊急ほう酸注入による未臨界性の確保に係る計装設備として、出力領域中性子束、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。</p> <p>（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%以上又は中間領域起動率計指示が正であればほう酸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。</p> <p>② 余熱除去系による炉心冷却への切替条件は、1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示 177℃未満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"> <li>・ 原子炉手動停止</li> <li>・ 手動タービントリップ</li> <li>・ 格納容器再循環ファン起動</li> </ul> <p>② 原子炉手動停止、手動タービントリップについては、「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。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 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」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）</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) 「追補 2. 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、原子炉停止について、米国・欧州での対策との比較を行っており、玄海 3 号炉及び 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は、対策に係る主要機器・配管・</p>	<p>（i）多様化自動作動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、主蒸気逃がし弁、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器逃がしタンク、充てんポンプ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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>弁が明示されているか確認する。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>定停止状態に向けた対策である緊急ほう酸注入や余熱除去系による炉心冷却に関連する設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、充てんポンプ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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<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（「主給水流量喪失時に原子炉停止機能が喪失する事故」の事象進展）」、「第7.1.5.4図「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（「負荷の喪失時に原子炉停止機能が喪失する事故」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><u>原子炉トリップ機能喪失判断</u>：原子炉トリップ遮断器表示灯若しくは制御棒炉底灯により制御棒の挿入状態が確認できない、かつ、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る場合は原子炉トリップ機能喪失と判断。</p> <p><u>多様化自動作動設備作動</u>：タービントリップ、主蒸気ライン隔離、タービン動補助給水ポンプ起動、電動補助給水ポンプ起動により多様化自動作動盤設備作動を確認。</p> <p><u>多様化自動作動設備の自動作動の確認</u>：タービントリップの作動確認、主蒸気隔離弁の閉止確認、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの自動起動を確認。</p> <p><u>反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認</u>：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><u>1次系圧力が抑制されていることを確認</u>：1次系圧力の上昇が抑制されていることを加圧器逃がし弁等の作動により確認。</p> <p><u>緊急ほう酸注入</u>：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ればほう酸注入を実施。</p> <p><u>原子炉未臨界状態の確認</u>：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の場合。</p> <p><u>ほう素濃度の確認</u>：サンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上であることを確認。</p> <p><u>余熱除去系が使用可能判断</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計（広域）177℃未満にて使用可能と判断。</p>

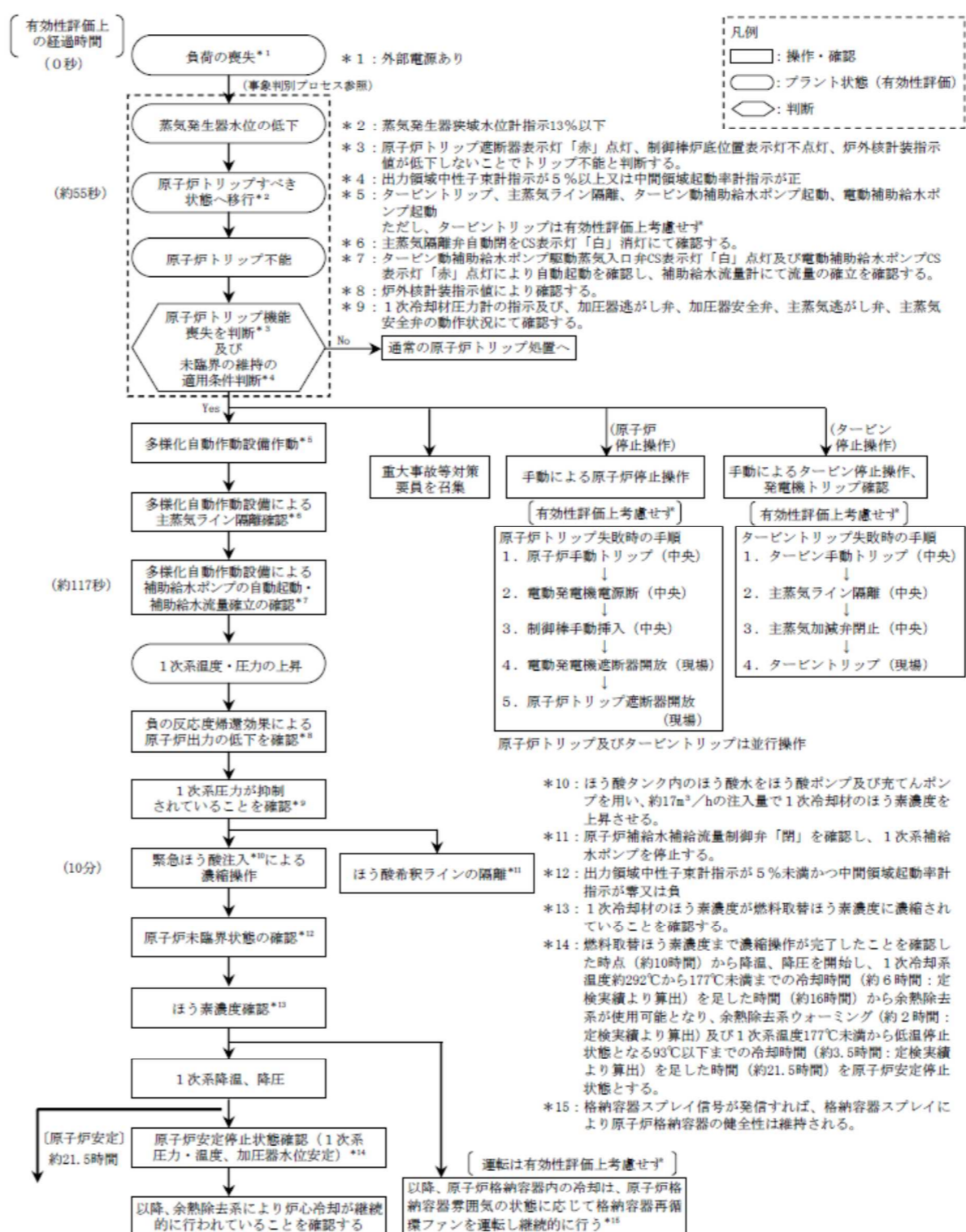
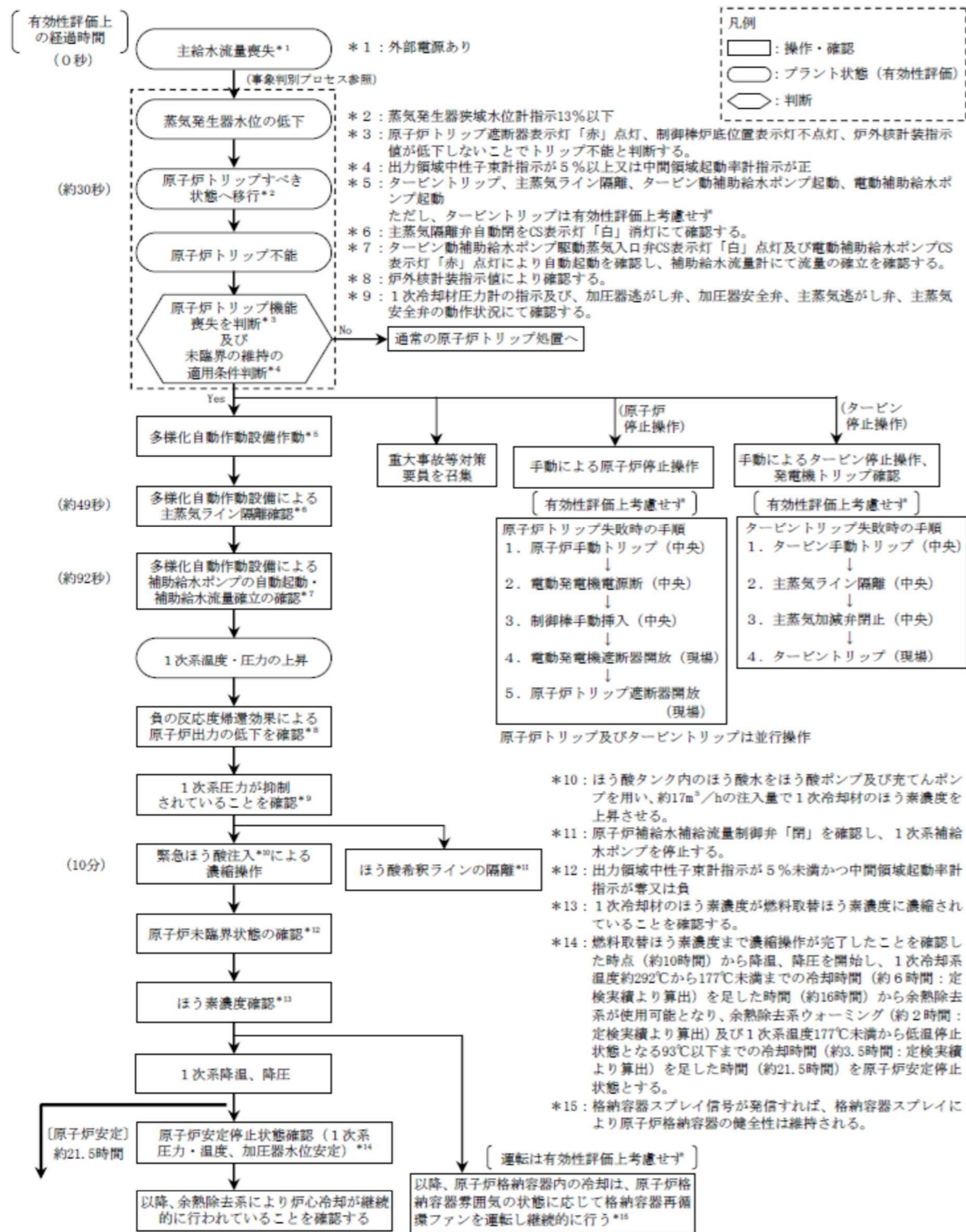


審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<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」、「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 有効性評価においては、原子炉手動停止、手動タービントリップ及び格納容器再循環ファン起動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> <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等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</p> <p>操作については、警報発信等から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>



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







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

手順の項目	必要な要員と作業項目		手順の内容	経過時間 (分)		備考								
	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は操作業務 移動してきた要員	3号炉 4号炉		0	2		4	6	8	10	12	14	16	18
原子炉停止操作	運転員 A	1	●原子炉手動トリップ ●運転室監視監視 ●制御室手動トリップ (中央制御室操作)	0	10分	有効性評価上考慮せず								
タービン停止操作	運転員 B	1	●タービン手動トリップ * (中央制御室操作)	0	10分	有効性評価上考慮せず								
多相化自動作動装置の動作確認	運転員 B	【1】	●タービントリップの動作確認 (有効性評価上、不動作) ●主蒸気減圧弁動作確認 ●運転およびタービン駆動補助給水ポンプの自動起動確認 (中央制御室操作)	0	10分	有効性評価上考慮せず								
原子炉出力・1次冷却材圧力確認	運転員 A	【1】	●負の反応度係数確保による原子炉出力の低下を確認 ●1次冷却材圧力が規制されていることを確認 ●緊急はう除圧注入操作	0	10分	10分後の運転を想定しているが、実際の操作においては、原子炉出力の低下状況により早目に行う								
1次蒸気減圧・高圧操作	運転員 A・B	【2】	●原子炉本機停止状態の確認 ●1次蒸気減圧確認 ●1次冷却材圧力が規制されていることを確認 ●緊急はう除圧注入操作	0	10分	通常のプラント停止操作								
余熱除去装置による低圧停止までの冷却操作	運転員 A	【1】	●余熱除去装置運転 ●余熱除去装置による冷却操作 (中央制御室操作)	0	10分	通常のプラント停止操作								

\*タービン手動トリップ及び多相化自動作動装置の動作確認も実施した場合は、主蒸気ライン閉鎖、主蒸気減圧弁閉鎖、タービントリップ(強制)を行う。

第 7.1.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

手順の項目	必要な要員と作業項目		手順の内容	経過時間 (分)		備考								
	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は操作業務 移動してきた要員	3号炉 4号炉		0	2		4	6	8	10	12	14	16	18
原子炉停止操作	運転員 A	1	●原子炉手動トリップ ●運転室監視監視 ●制御室手動トリップ (中央制御室操作)	0	10分	有効性評価上考慮せず								
タービン停止操作	運転員 B	1	●タービン手動トリップ * (中央制御室操作)	0	10分	有効性評価上考慮せず								
多相化自動作動装置の動作確認	運転員 B	【1】	●タービントリップの動作確認 (有効性評価上、不動作) ●主蒸気減圧弁動作確認 ●運転およびタービン駆動補助給水ポンプの自動起動確認 (中央制御室操作)	0	10分	有効性評価上考慮せず								
原子炉出力・1次冷却材圧力確認	運転員 A	【1】	●負の反応度係数確保による原子炉出力の低下を確認 ●1次冷却材圧力が規制されていることを確認 ●緊急はう除圧注入操作	0	10分	10分後の運転を想定しているが、実際の操作においては、原子炉出力の低下状況により早目に行う								
1次蒸気減圧・高圧操作	運転員 A・B	【2】	●原子炉本機停止状態の確認 ●1次蒸気減圧確認 ●1次冷却材圧力が規制されていることを確認 ●緊急はう除圧注入操作	0	10分	通常のプラント停止操作								
余熱除去装置による低圧停止までの冷却操作	運転員 A	【1】	●余熱除去装置運転 ●余熱除去装置による冷却操作 (中央制御室操作)	0	10分	通常のプラント停止操作								

\*タービン手動トリップ及び多相化自動作動装置の動作確認も実施した場合は、主蒸気ライン閉鎖、主蒸気減圧弁閉鎖、タービントリップ(強制)を行う。

第 7.1.5.6 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

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（玄海3・4号炉）
<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、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ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、原子炉トリップ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トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ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トリップ停止機能が喪失する事故」は、多様化自動作動設備により多くの機能（主蒸気ライン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トリップ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トリップ機能が喪失し、多様化自動作動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る、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トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認する「負荷の喪失時に原子炉トリップ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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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>(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>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>・ 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</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) 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トリップ機能が喪失する事故」の場合は、主給水の喪失が発生するものとし、「負荷の喪失時に原子炉トリップ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、原子炉トリップ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、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等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負のフィードバック効果が小さくなるように、<math>-16\text{pcm}/^\circ\text{C}</math>を用いる。ドップラ係数は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を設定した標準値を用いる。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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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。</p> <p>・ 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>	<p>は上記（i）のとおり。</p> <p><u>減速材温度係数（初期）</u>：ウラン燃料を装荷した炉心において、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等のプラント特性並びに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-16pcm/°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-16pcm/°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。</p> <p><u>ドップラ特性</u>：ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性（標準値）を設定する。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>なお、減速材温度係数初期値及びドップラ特性についてはウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下「MOX燃料」という。）の装荷を考慮した場合の影響として、減速材温度係数初期値に取替炉心のばらつきを考慮し最も正側となる値に解析コードの不確かさを考慮した値として-19cpm/°C、ドップラ特性にステップ1ウラン燃料及びMOX燃料が装荷された炉心で共通に使用できるものをそれぞれ設定して感度解析を実施した。その結果、原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力は、ウラン燃料を装荷した炉心の場合と比較して下回る結果となった。このため、減速材温度係数及びドップラ特性については、MOX装荷炉心ではなく、ウラン燃料を装荷した炉心を用いて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2.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取扱い）において、減速材温度係数の初期値設定における対象炉心の選定の考え方が示されている。</p> <p><u>その他の初期条件</u>：炉心熱出力、1次系圧力、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 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能喪失が生じる事故）」、「第7.1.5.3表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能喪失が生じる事故）」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>	



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備の作動設定値を確認。</li> <li>・ 主蒸気ラインの隔離完了までの時間を確認。</li> <li>・ 補助給水ポンプの作動台数と流量を確認。</li> </ul>	<p>(i) 機器条件として、<u>多様化自動作動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。</u>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 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能喪失が生じる事故）」、「第7.1.5.3表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能喪失が生じる事故）」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><u>多様化自動作動設備作動設定値</u>：本設備の作動設定値は、蒸気発生器水位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、多様化自動作動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><u>主蒸気ライン隔離</u>：主蒸気ライン隔離時間は、多様化自動作動設備の信号遅れ（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、多様化自動作動設備作動設定値到達から17秒後とする。</p> <p><u>補助給水ポンプ流量</u>：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4基あたり370m<sup>3</sup>/hで給水されるものとし、多様化自動作動設備の信号遅れ（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、多様化自動作動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>(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原子炉トリップ機能について、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>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1ユニット当たりの要員は中央制御室の運転員（当直員）1名及び現場での運転員（当直員）1名であり、電動発電機モータ遮断器手動開放操作、電動発電機出力遮断器開放操作に10分、原子炉トリップ遮断器開放操作に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、<u>多様化自動作動設備により、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</u>ことを確認した。具体的には、多様化自動作動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起動による蒸気発生器への注水により、1次系の過圧を防止し、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（玄海3・4号炉）
<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 「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」については、第7.1.5.17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ゼロ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トリップ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図、第7.1.5.19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、原子炉出力が維持されていることから、原子炉トリップ機能が喪失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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 補助給水流量</li> <li>・ 蒸気流量</li> <li>・ 主蒸気ライン圧力</li> <li>・ 加圧器逃がし弁、加圧器安全弁流量</li> </ul> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次系除熱量</li> <li>・ 1次系圧力</li> <li>・ 1次冷却材平均温度</li> <li>・ 原子炉出力（反応度）</li> <li>・ 加圧器保有水量</li> </ul> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> </ul>	<p>③ 第7.1.5.14図、第7.1.5.26図より、多様化自動作動設備の作動により、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次系除熱量が低下していることを確認した。第7.1.5.8図、第7.1.5.20図より、2次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、これに伴って第7.1.5.7図、第7.1.5.19図より、減速材温度フィードバック効果により、原子炉出力が抑制されていることを確認した。また、第7.1.5.9図、第7.1.5.21図、第7.1.5.10図、第7.1.5.22図より、多様化自動作動設備の作動に伴う2次系除熱量の低下により1次系圧力が上昇するが、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2.5.5「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について）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"> <li>① 燃料被覆管温度（酸化量）</li> <li>② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力</li> <li>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</li> </ol>	<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トリップ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、多様化自動作動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18.6MPa[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と、「負荷の喪失時に原子炉トリップ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18.9MPa[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"> <li>① 燃料被覆管温度は、原子炉トリップ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、1,200℃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。</li> <li>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18.6MPa[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。</li> <li>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、格納容器スプレイ系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）</li> </ol>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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トリップ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トリップ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トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」について、<b>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</b>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トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」とともに、<b>緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし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</b>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図、第7.1.5.9図、第7.1.5.20図、第7.2.5.21図にあるとおり、事象発生後600秒時点において1次系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、主蒸気逃がし弁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注入により未臨界を確保することにより、事象発生の約3.5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次系の減温、減圧を行い、事象発生の約16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21.5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。</p> <p><b>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2.5.2 原子炉停止機能喪失事象における事象収束までの運転員操作の成立性について）において、緊急ほう酸注入、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。</b></p> <p><b>補足説明資料（添付資料2.5.8 安定停止状態について（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故））において、原子炉の安定停止状態は、「全制御棒挿入不能時の停止ほう素濃度までの緊急ほう酸注入等により、加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁から放出した分の1次冷却材を補給することによって1次系保有水量を確保し、1次系圧力及び温度が安定した状態となり、かつ、サンプリング結果から原子炉の停止余裕が確保されていることが確認された状態」としていることが示されている。</b></p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

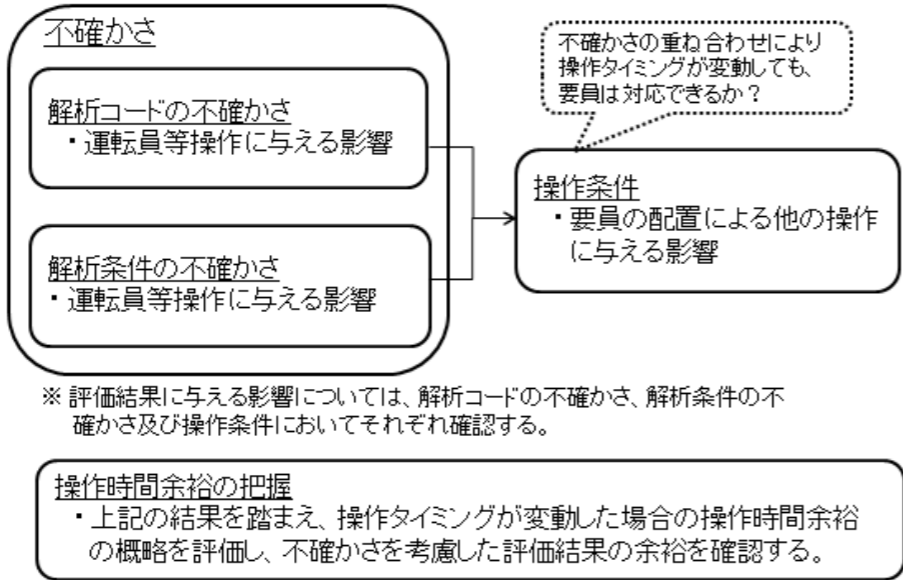
確認内容の概要：

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。



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、「1.1(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> <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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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>(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、事象進展は早いですが、多様化自動作動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（玄海3・4号炉）
<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、多様化自動作動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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <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"> <li>・ 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 次系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 次系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ことから、</li> </ul>



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>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"> <li>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。</li> </ul> <p>補足説明資料（添付資料 2.5.9 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（玄海3・4号炉）
<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次系圧力及び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次系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>④ 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、解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるが、1次系圧力が最大となる時の原子炉出力は崩壊熱よりも十分大きく、崩壊熱が1次系圧力上昇に与える影響は小さいことから、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>補足説明資料（添付資料 2.5.10 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次系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、減速材温度係数初期値、ドップラ効果、初期定常誤差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。</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（玄海3・4号炉）
<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、<u>要員の配置</u>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、多様化自動作動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<u>評価結果</u>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、多様化自動作動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（玄海3・4号炉）
<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、ドップラ係数の標準値に対して20%増加させる。結果として、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」では、1次冷却系圧力の最高値は約19.4MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉トリップ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]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表、第7.1.5.5表、第7.1.5.31図、第7.1.5.32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トリップ機能が喪失する事故」において約19.4MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約19.6MPa[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(約18.6MPa[gage]及び18.9MPa[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（玄海3・4号炉）
<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、多様化自動作動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（玄海3・4号炉）
<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等に必要な要員は3号炉及び4号炉合わせて14名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても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 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（玄海3・4号炉）
<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 970m<sup>3</sup> の使用を考慮し、事象発生後約 14.8 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 18 時間後から使用可能となるため、補助給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 3.2 時間は、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ等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え以降は、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。</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 612.5kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量 620kL 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復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ等による復水タンクへの水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。なお、本事故シーケンスでは外部電源喪失を想定していないため、常設設備により復水タンクへの補給が可能であることを確認した。</p>



5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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> <li data-bbox="121 415 1023 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。</li> </ul>	<p data-bbox="1023 279 2816 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多様化自動作動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 2816 579">重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において多様化自動作動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トリップ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 2816 669">また、多様化自動作動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 2816 850">「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トリップ機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉トリップ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 867 2816 940">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	2.6-2
(3) 炉心損傷防止対策	2.6-3
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

玄海3・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（玄海3・4号炉）												
<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"> <li>・ 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・ 小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul> <p>（PRAまとめ資料抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1210 638 2044 890"> <tr> <td rowspan="2">ECCS注水機能喪失</td> <td>◎ 中破断LOCA+高圧注入失敗</td> <td rowspan="2">2次系強制冷却+低圧注入</td> <td>低</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>中</td> </tr> <tr> <td>— 小破断LOCA+高圧注入失敗</td> <td>低</td> <td>中</td> <td>中</td> <td>高</td> </tr> </table>	ECCS注水機能喪失	◎ 中破断LOCA+高圧注入失敗	2次系強制冷却+低圧注入	低	高	高	中	— 小破断LOCA+高圧注入失敗	低	中	中	高
ECCS注水機能喪失	◎ 中破断LOCA+高圧注入失敗		2次系強制冷却+低圧注入		低	高	高	中					
	— 小破断LOCA+高圧注入失敗	低		中	中	高							

(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（玄海3・4号炉）
<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>(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>(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次系保有水量が減少し、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) 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次系を強制的に減圧することで1次系を減圧・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>

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

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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7.1.6.1表「ECCS注水機能喪失」の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、高圧注入ポンプ流量、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逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、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逃がし弁を用いた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」の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<sup>※</sup>）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、格納容器再循環サンプ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、格納容器再循環サ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」の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、余熱除去冷却器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2.6.8）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「低圧再循環の継続により炉心の冷却が維持され、低温停止状態への移行が可能となる時点」としていることが示されている。また、破断口径が2インチ、4インチ及び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についても示されている。</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>(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」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(ECCS注水機能喪失の場合)</p> <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>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、余熱除去ループ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、余熱除去流量、格納容器再循環サンプ水位（広域）、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。</p> <p>(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16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%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"> <li>・ 燃料取替用水タンクへの補給準備</li> <li>・ イグナイタ起動操作</li> <li>・ 格納容器水素濃度計測装置等運転</li> <li>・ 高圧注入機能回復操作</li> <li>・ 充てんポンプによる炉心注水</li> <li>・ 格納容器再循環ファンの運転</li> </ul> <p>② 充てんポンプによる炉心注水については、「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、フロントライン系故障時の手順として、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、充てんポンプによる炉心注水を行う手順を整備していること、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な水の供給手順等」に、イグナイタ起動及び格納容器水素濃度計装装置等運転については、「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」に、格納容器再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」に整理されている。また、事象収束作業全般に係る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、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」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>2) 「追補2. 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</p>

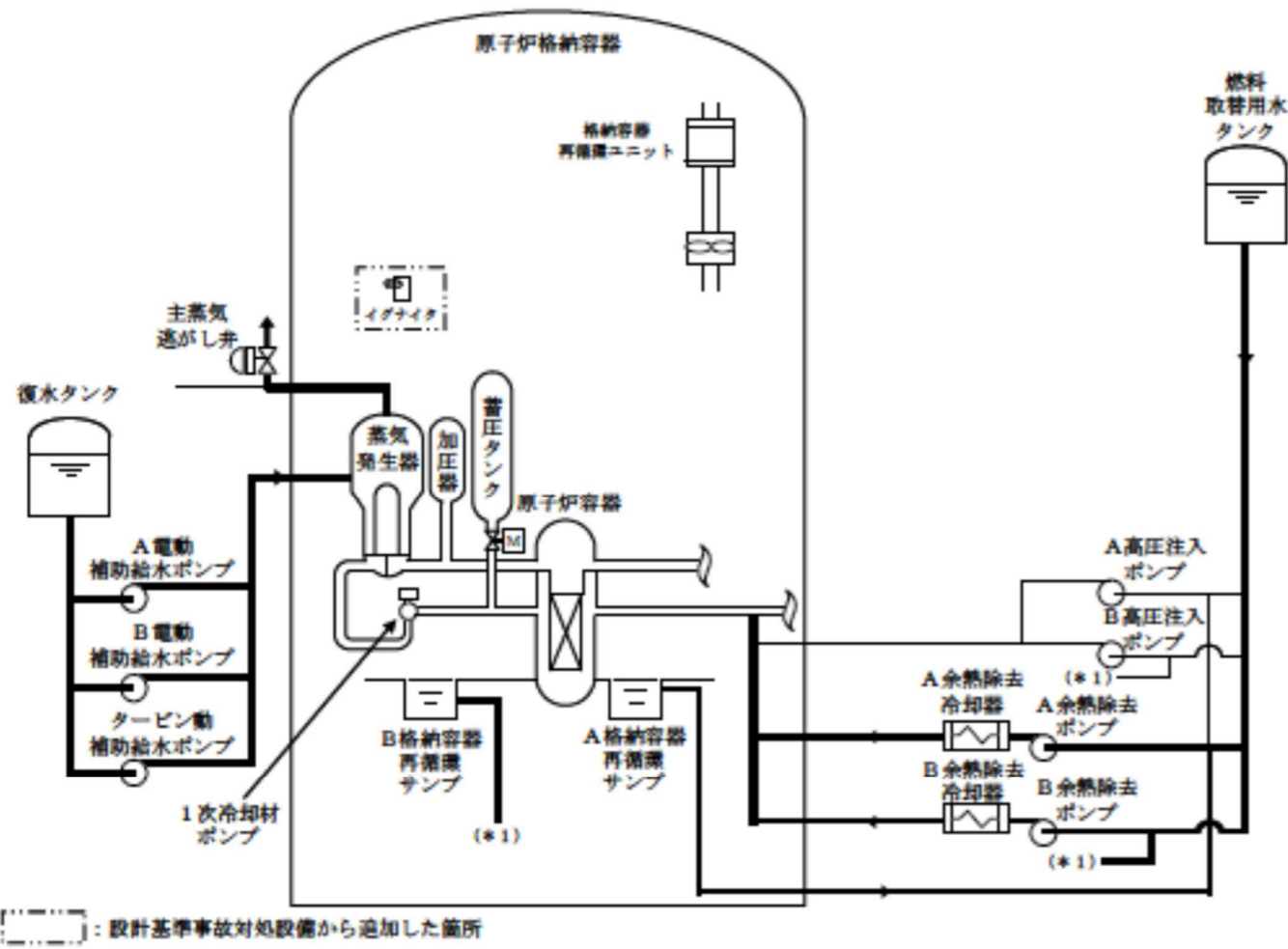
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>比較」において、炉心注入冷却、補助給水設備の容量、蒸気発生器代替給水手段等、米国・欧州での対策との比較を行っており、玄海3号炉及び4号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図においては、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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>（i）2次系強制冷却に関連する設備として、A、B電動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気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、安定停止状態に向けた対策に関連する余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、A、B格納容器再循環サンプ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。 （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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<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注水機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>1次冷却材の漏えい判断</u>：1次系冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内温度・圧力等のパラメータにより判断。 <u>高圧注入機能喪失の判断</u>：高圧注入ポンプの起動失敗又は高圧注入ポンプ流量の指示が上昇しないことにより判断。 <u>2次系強制冷却</u>：ECCS作動を伴う1次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合は、主蒸気逃がし弁の開操作による減温、減圧を実施。その後、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。 <u>蓄圧タンク出口弁閉止判断</u>：1次冷却材圧力計指示が0.6MPa[gage]に到達すれば、蓄圧タンク出口弁を閉止。 <u>低圧再循環への切り替え判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%以上を確認し、再循環切替操作を実施する。</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>（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図 事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（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」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（玄海3・4号炉）
<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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<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 1.2 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となる水の供給手順等」、「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 充てんポンプによる注水操作や燃料取替用水タンクへの補給準備、高圧注入機能の回復操作等、（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。</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等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</p>

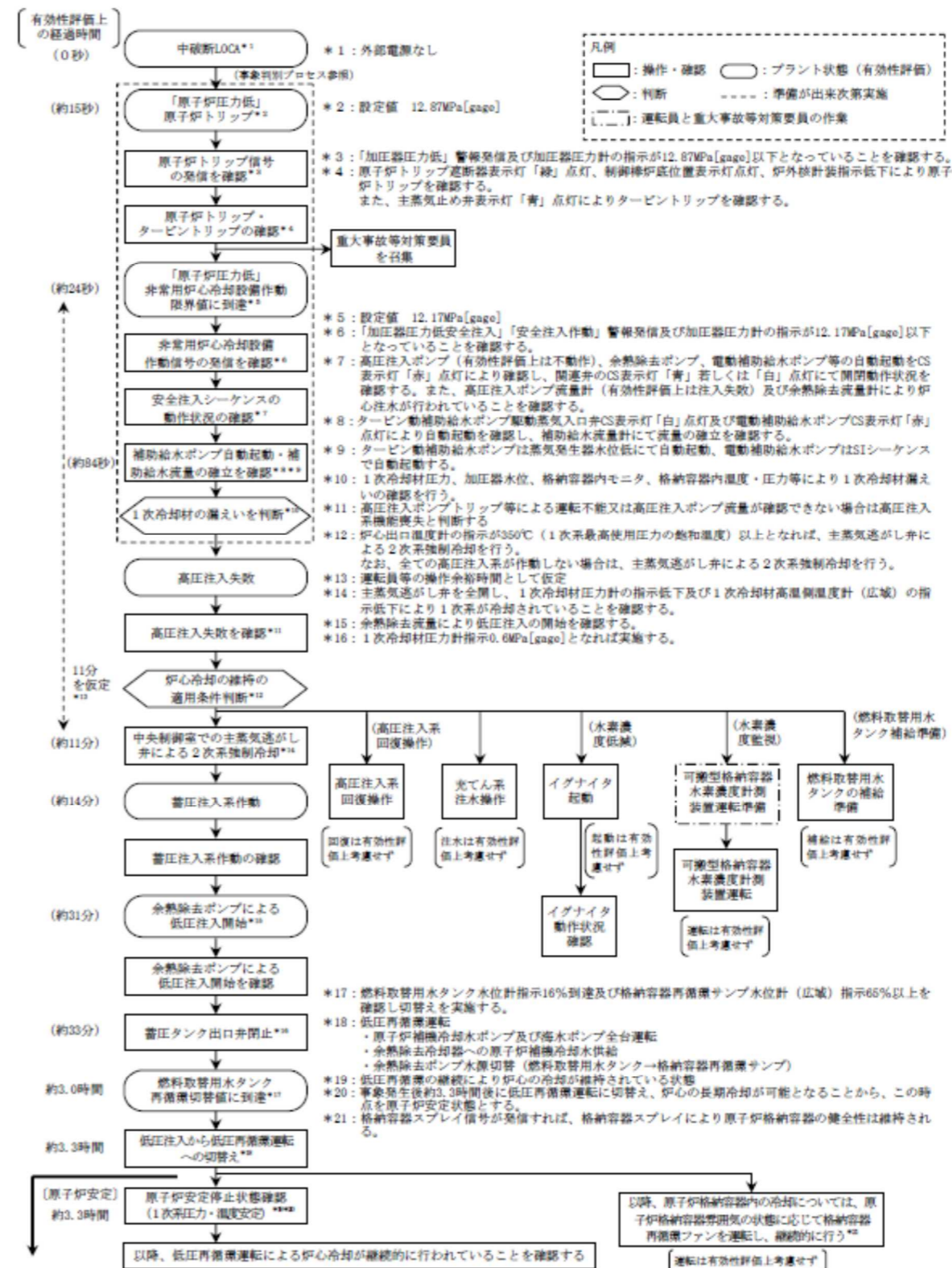


審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員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



必要な要員と作業項目			経過時間（秒）						経過時間（分）						経過時間（時間）		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	30	40	50	60	10	20	30	40	3	4			
	当直部長 当直部長 当直主任 運転員	1号炉 運転操作指揮者 1号炉 運転操作補助															
状況判断	運転員	●原子炉・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス動作状況の確認 ●高圧注入失敗確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 (中央制御室操作)	10分														
2次系強制冷却	運転員A	●主蒸気過熱弁開放 (中央制御室操作)	1分														
高圧注入系回復操作	運転員A	●高圧注入ポンプ手動起動 (中央制御室操作)	適宜実施														
	運転員D 重大事故等対策要員（初動） 運転対応要員E	●現地移動/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査（現場操作）	適宜実施														
水素濃度監視	運転員B	●電気式水素濃度装置起動 ●熱的触媒式水素再結合装置 及び電気式水素濃度装置動作状況確認 (中央制御室操作)	5分														
充てん系注水操作	運転員C	●充てんポンプ手動起動 (中央制御室操作)	5分														
燃料取扱用水タンク 補給準備	重大事故等対策要員（初動） 運転対応要員G、H	●現地移動/燃料取扱用水タンク補給系統構成 (現場操作)	30分														
	重大事故等対策要員（初動） 保衛対応要員	●現地移動/燃料取扱用水タンク補給準備 (ガススタンスピース取替)（現場操作）	30分														
水素濃度監視	運転員B	●可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (中央制御室操作)	35分														
	重大事故等対策要員（初動） 運転対応要員F	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作)	35分														
	重大事故等対策要員（初動） 保衛対応要員	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作)	20分														
高圧タンク出口弁操作	運転員A	●高圧タンク出口弁閉止 (中央制御室操作)	5分														
高圧再循環運転への 切替え	運転員A	●高圧注入から高圧再循環運転への切替え (中央制御室操作)															

・本欄の作業の必要時間については、実際の現場移動及び作業時間を考慮した上で算出している。（一瞬、承認書の欄については想定時間による算出）  
 ・緊急時対応要員は4名であり、全作業員、運転操作を行う。

第 7. 1. 6. 4 図 「ECCS 注水機能喪失」の作業と所要時間（中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故）

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（玄海3・4号炉）
<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、「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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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>(ECCS注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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）。</li> </ul>	<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> <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、破断口径は、約15cm（6インチ）、約10cm（4インチ）、約5cm（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 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1次系圧力/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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>補助給水ポンプについて、使用台数、流量等を確認。</li> <li>主蒸気逃がし弁の使用個数、容量を確認。</li> <li>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。</li> </ul> <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>(i) 機器条件として、蓄圧タンクの保有水量は、最小保有水量 26.9m<sup>3</sup>/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 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：原子炉圧力低（12.73MPa[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。</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流路抵抗等を考慮した最小注入特性（低圧注入特性：0～約1,010m<sup>3</sup>/h、0～約0.9MPa[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4基あたり370m<sup>3</sup>/hと設定。</p> <p>蓄圧タンク：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(4.04MPa[gage])、評価項目となるパラメータに与える影響を確認したうえで、標準的に最低保有水量（26.9m<sup>3</sup>/基）として設定。</p> <p>主蒸気逃がし弁：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 2.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）において、蓄圧タンクの初期圧力及び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> <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、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>(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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>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次系強制冷却及び補助給水流量調整、充てんポンプによる炉心注水、水素濃度低減、蓄圧タンク出口弁閉止、低圧再循環切替、格納容器再循環ファン起動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><u>燃料取替用水タンクへの補給準備（有効性評価上期待しない操作）</u>：「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名及び現場の重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に20分、ディスタンスピース取替えに30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。なお、中央制御室での燃料取替用水タンクへの補給準備は有効性評価上、考慮しない。</p> <p><u>格納容器水素濃度監視（有効評価上期待しない操作）</u>：「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」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応の重大事故等対策要員3名であり、現場での系統構成、起動操作に35分、装置等の接続に25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作業時間が整理されていることを確認した。なお、起動は有効性評価上、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、<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、主蒸気逃がし弁の開操作に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」に倣ったもので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、格納容器内水素濃度監視等の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いることを確認した。</p> <p>③ 2次系強制冷却の手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる可能性の評価については、「(2)b.2.1 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響」に示す。</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（玄海3・4号炉）
<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。                      ② 第7.1.6.8図、第7.1.6.18図及び第7.1.6.28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7.1.6.5図、第7.1.6.15図及び第7.1.6.25図からは、LOCAの発生により1次系圧力が低下していること、破断口径の相違に応じた1次系圧力の低下挙動が示されていることを確認した。                      ③ 第7.1.6.14図、第7.1.6.24図、第7.1.6.24図及び第7.1.6.34図より、2次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7.1.6.12図、第7.1.6.22図及び第7.1.6.32図からは2次系強制冷却の開始により2次系圧力が低下していること、図2.6.13、図2.6.23及び図2.6.33から</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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><b>記載要領（例）</b>                      ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>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 25kg/s/SG）で注入されていることから、2次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 7.1.6.5 図、第 7.1.5.15 図及び第 7.1.5.25 図より、2次系強制冷却により 1次系の圧力が低下し、蓄圧タンク及び余熱除去系による注入が促進されること、第 7.1.6.8 図、第 7.1.6.18 図及び第 7.1.6.28 図において破断流量が低下していること（2インチで顕著）、第 7.1.6.9 図、第 7.1.6.19 図及び第 7.1.6.29 図において、気泡炉心水位はループシールの形成時や蓄圧タンク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（4インチ及び 6インチ）となるものの、それ以外の期間においては蓄圧タンク、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 1,200℃を下回っていることを確認した。また、破断流量の増減、1次系圧力や炉心気泡水位の変曲点等については、蓄圧タンクや余熱除去系による注入の影響、1次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 2.6.7 ECCS 注水機能喪失時における注水温度の影響について）において、燃料取替用水タンク等注水源の水温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 は以下のとおりとなる。</p> <p>ア. 6インチ破断：約 581℃                      イ. 4インチ破断：約 891℃                      ウ. 2インチ破断：約 390℃</p> <p>4インチ破断の場合でも、燃料被覆管の酸化量は約 1.7%にとどまる。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。</p> <p>なお、原子炉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 0.320MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 133℃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蓄圧タンク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炉心気泡水位が TAF 以下（4インチ及び 6インチ）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。</p> <p>② 本重要事故シーケンスでは LOCA を想定しており、1次系圧力は初期値である 15.9MPa[gage]以下にとどまり、1次系の最高圧力は約 16.3MPa[gage]であり、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を示している）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、<b>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</b>ことを確認した。具体的には、第7.2.6.11図、第7.1.6.21図及び第7.1.6.31図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である2次系強制冷却による蓄圧タンク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、<b>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</b>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7.1.6.9図、第7.1.6.19図及び第7.1.6.29図にあるとおり、事象発生後60分時点においても炉心気泡水位はTAF以上を維持すること、第7.1.6.11図、第7.1.6.21図及び第7.1.6.31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2.9時間(6インチ)、約3.3時間(4インチ)、約7.2時間(2インチ)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・除熱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を示している。）</p> <p><b>補足説明資料（添付資料2.6.8安定停止状態について（中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故））において、余熱除去系が低圧再循環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2.9時間後、4インチで約3.3時間後、2インチで約7.2時間後であることが示されている。</b></p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

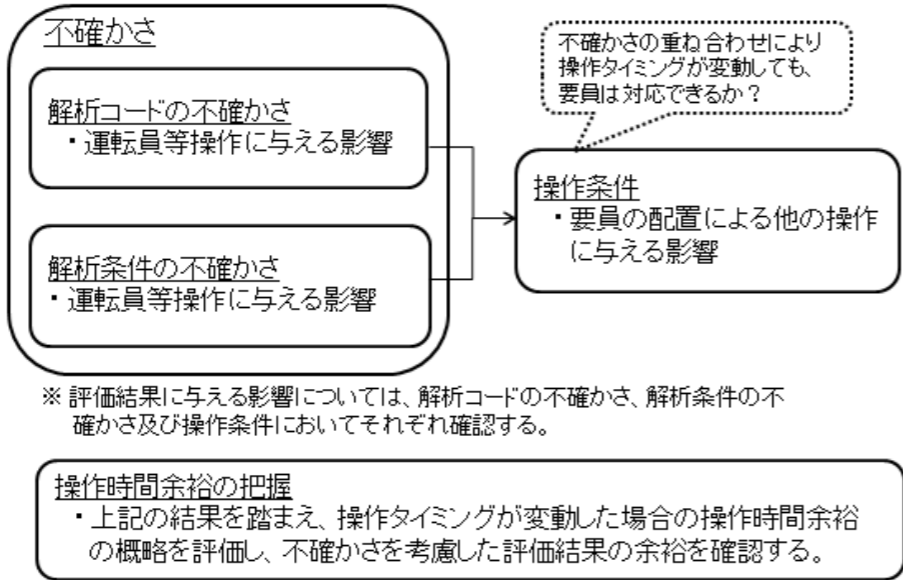
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<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、「1.1(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> <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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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>(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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>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。</li> <li>ORNL での実験に基づく式の使用から、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。</li> <li>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。</li> <li>Marviken 試験解析との比較から、1 次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。</li> <li>ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1 次系における沸騰・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 次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>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 次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> </ul> <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 次系における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）にて冷却材放出の不確かさを考慮していること、ECCS 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）していること、ECCS 作動信号は、2 次系強制冷却開始より前に発信することから、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・減圧が早くなることで、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"> <li>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。</li> <li>ORNL での実験に基づく式の使用から、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。</li> <li>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。</li> <li>Marviken 試験解析との比較から、1 次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。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次系における沸騰・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次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> </ul> <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次系における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 2.6.10 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（玄海3・4号炉）
<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、破断口径及び評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク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、玄海3・4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おり、実際には解析設定値よりも小さいことから1次系圧力、温度の低下が早くなる。このため、実際の2次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次系からの漏えい率が変動することにより、1次系圧力の低下に影響を与える。このため、1次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 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>(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、蓄圧タンクの保有水量について、全量が炉心へ注水される前に蓄圧タンク出口弁を閉止する場合には、解析条件として最低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、蓄圧タンク内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、蓄圧タンク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、蓄圧タンク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、蓄圧タンクの保有水量を最低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た6インチ破断及び4インチ破断において、蓄圧タンクの初期の保有水量に最高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、いずれの場合も蓄圧タンクからの注水流量が少なくなり、6インチ破断の場合のPCTは約746℃、4インチ破断の場合のPCTは約928℃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。なお、玄海3号炉及び4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おり、実際には解析設定値よりも小さいことから、1次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（玄海3・4号炉）
<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次系からの漏えい率が変動することにより、1次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><u>6インチ破断</u>：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次系圧力の低下が速くなり、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次系強制冷却の開始後に一時的に蓄圧注入が中断し炉心は露出するが、蓄圧注入が再開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><u>4インチ破断</u>：事象初期の破断流量及び1次系圧力の低下は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次系圧力の低下により2次系強制冷却を開始するとともに、蓄圧注入が開始されることにより、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><u>2インチ破断</u>：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次系圧力の低下が遅くなり、2次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、一時的に炉心は露出するが、ループシールが解除され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。</p> <p><u>4～2インチの間</u>：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次系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><u>6～4インチの間</u>：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次系圧力の低下が速くなり、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的早くなることから、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2.6.11 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 蓄圧タンク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、初期の蓄圧タンク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、6インチの場合の燃料被覆管温度の最高値（PCT）は約746℃（ベースケースは約581℃）、4インチの場合のPCTは約928℃（ベースケースは約891℃）となり、いずれの結果も評価項目に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク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 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（玄海3・4号炉）
<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。なお、操作条件の設定時間には、解析により3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 第7.1.6.4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、蓄圧タンク出口弁操作、低圧再循環運転への切替操作を行うが、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7.1.6.4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) 2次系強制冷却操作は、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が速くなると、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系からの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次系からの破断流量が小さくなる場合は1次系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（玄海3・4号炉）
<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次系強制冷却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 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3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(6インチの場合は577℃(ベースケースは581℃)、4インチの場合は1,115℃(ベースケースは891℃))があるものの、いずれも評価項目を下回っていることから、時間余裕としてECCS作動信号の発信から13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2.6.12 ECCS注水機能喪失時における2次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、6インチの場合について、2次系強制減圧操作に3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（玄海3・4号炉）
<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、3号炉及び4号炉合わせて30名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても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（玄海3・4号炉）
<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、格納容器再循環サンプ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612.5kLである。</u>これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量は620kLであり対応が可能であることを確認した。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、格納容器再循環サンプ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（玄海3・4号炉）
<p data-bbox="127 317 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="127 365 593 394">・ 1.～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li data-bbox="127 407 1015 575">・ 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。</li> </ul>	<p data-bbox="1062 275 2819 352">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 data-bbox="1062 365 2819 533">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（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 data-bbox="1062 546 2819 623">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 data-bbox="1062 636 2427 665">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="1062 678 2819 756">「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 data-bbox="1062 814 2819 892">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	2.7-2
(3) 炉心損傷防止対策	2.7-3
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.7-9
(1) 有効性評価の方法	2.7-9
(2) 有効性評価の条件	2.7-11
(3) 有効性評価の結果	2.7-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.7-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.7-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.7-21
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	2.7-21
b. 操作条件	2.7-23
(3) 感度解析	2.7-24
(4) 操作時間余裕の把握	2.7-25
4. 必要な要員及び資源の評価	2.7-26
5. 結論	2.7-28

玄海3・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（玄海3・4号炉）																				
<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"> <li>・ 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故、</li> <li>・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・ 小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul> <p>（追補2. I 第1-9表抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1210 688 2326 974"> <tr> <td rowspan="3">ECCS再循環機能喪失</td> <td>◎ 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗</td> <td>代替再循環</td> <td>低</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>中</td> <td rowspan="3">ECCS再循環機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても、共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径が大きい方が、1次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での原燃熱が大きく、炉心損傷防止のための対応操作に係る余裕時間が小さい。 c. 破断口径の大きい方が、1次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での原燃熱が大きく、炉心損傷防止のために要求される設備容量（再循環流量）が大きくなる。 d. LOCA+ECCS再循環失敗という当該事故シーケンスグループの特徴を有し、かつCDFへの寄与割合が高い「小破断LOCA+高圧再循環失敗」及び「中破断LOCA+高圧再循環失敗」を、代表性の観点で「高」とした。 また、高圧再循環失敗時における炉心損傷防止対策である「2次系強制冷却+低圧再循環」は、「中破断LOCA+高圧注入失敗」等の対策である「2次系強制冷却+低圧注入」と使用用途が同じであるため、同対策の有効性を確認することで評価できる。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。</td> </tr> <tr> <td>— 中破断LOCA+高圧再循環失敗</td> <td>2次系強制冷却+低圧再循環</td> <td>低</td> <td>中</td> <td>中</td> <td>中</td> </tr> <tr> <td>— 小破断LOCA+高圧再循環失敗</td> <td></td> <td>低</td> <td>低</td> <td>低</td> <td>高</td> </tr> </table>	ECCS再循環機能喪失	◎ 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	代替再循環	低	高	高	中	ECCS再循環機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても、共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径が大きい方が、1次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での原燃熱が大きく、炉心損傷防止のための対応操作に係る余裕時間が小さい。 c. 破断口径の大きい方が、1次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での原燃熱が大きく、炉心損傷防止のために要求される設備容量（再循環流量）が大きくなる。 d. LOCA+ECCS再循環失敗という当該事故シーケンスグループの特徴を有し、かつCDFへの寄与割合が高い「小破断LOCA+高圧再循環失敗」及び「中破断LOCA+高圧再循環失敗」を、代表性の観点で「高」とした。 また、高圧再循環失敗時における炉心損傷防止対策である「2次系強制冷却+低圧再循環」は、「中破断LOCA+高圧注入失敗」等の対策である「2次系強制冷却+低圧注入」と使用用途が同じであるため、同対策の有効性を確認することで評価できる。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。	— 中破断LOCA+高圧再循環失敗	2次系強制冷却+低圧再循環	低	中	中	中	— 小破断LOCA+高圧再循環失敗		低	低	低	高
ECCS再循環機能喪失	◎ 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗		代替再循環	低	高	高	中	ECCS再循環機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても、共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径が大きい方が、1次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での原燃熱が大きく、炉心損傷防止のための対応操作に係る余裕時間が小さい。 c. 破断口径の大きい方が、1次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での原燃熱が大きく、炉心損傷防止のために要求される設備容量（再循環流量）が大きくなる。 d. LOCA+ECCS再循環失敗という当該事故シーケンスグループの特徴を有し、かつCDFへの寄与割合が高い「小破断LOCA+高圧再循環失敗」及び「中破断LOCA+高圧再循環失敗」を、代表性の観点で「高」とした。 また、高圧再循環失敗時における炉心損傷防止対策である「2次系強制冷却+低圧再循環」は、「中破断LOCA+高圧注入失敗」等の対策である「2次系強制冷却+低圧注入」と使用用途が同じであるため、同対策の有効性を確認することで評価できる。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。													
	— 中破断LOCA+高圧再循環失敗		2次系強制冷却+低圧再循環	低	中	中	中														
	— 小破断LOCA+高圧再循環失敗		低	低	低	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（玄海3・4号炉）
<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>(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>(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、格納容器再循環サンプを水源とする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」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であることを確認した。</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、格納容器スプレイポンプによる代替再循環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>

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



(3) 炉心損傷防止対策

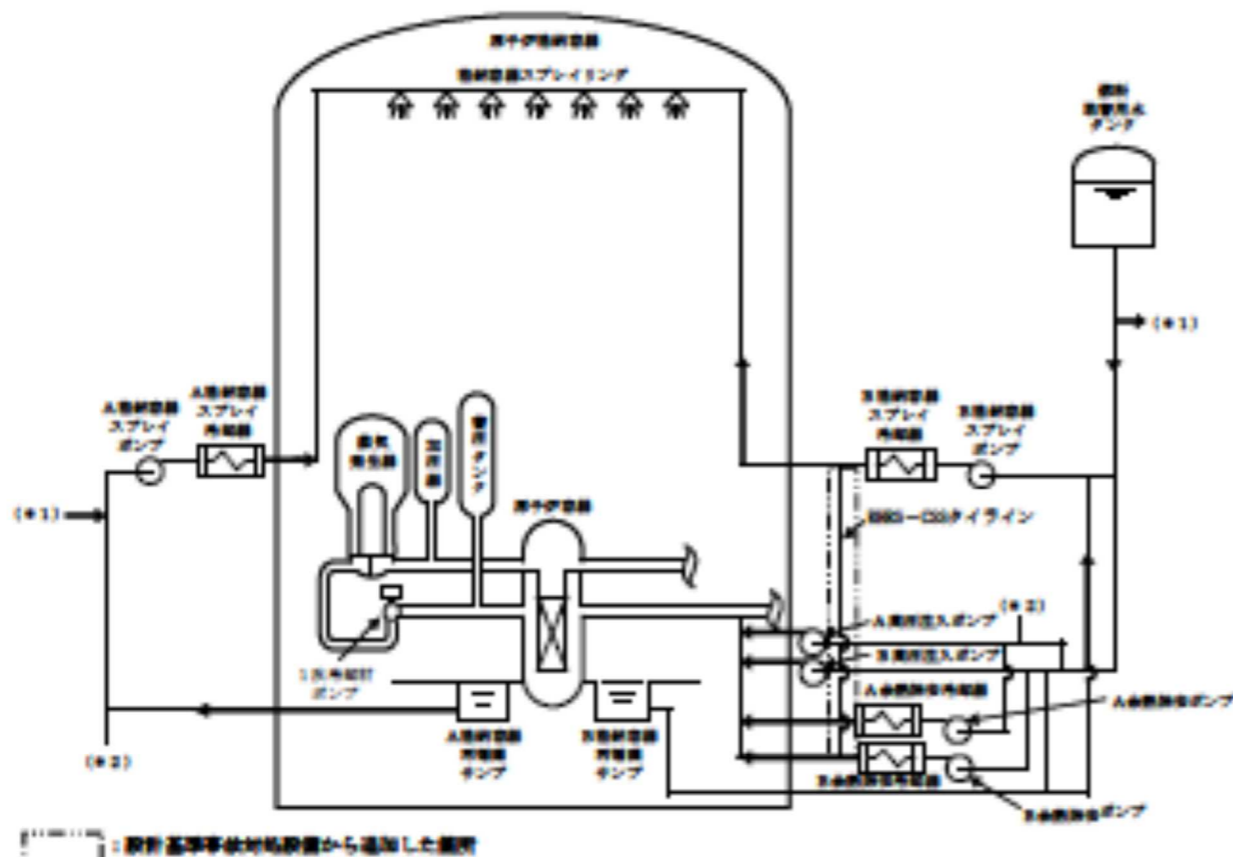
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい、低圧再循環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、「第7.1.7.1表「ECCS再循環機能喪失」の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、余熱除去流量、格納容器再循環サンプ水位（広域）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>余熱除去系と格納容器スプレイ系間のタイラインを使用するB格納容器スプレイポンプ（以下「B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)」という。）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、<u>B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、B格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ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。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」及び「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、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」の重大事故等対策について」において、格納容器スプレイ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、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）、B格納容器スプレイ冷却器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、<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「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について」において、格納容器スプレイ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、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）、B格納容器スプレイ冷却器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、格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環の継続あるいは格納容器スプレイポンプによる代替再循環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、「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1.13 重大事故等時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格納容器スプレイの再循環により、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p><u>補足説明資料（添付資料2.7.6 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、「低温停止状態に到達した時点」であることが示されている。</u></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。（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) 「第7.1.7.1「ECCS再循環機能喪失」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 代替再循環に係る計装設備として、余熱除去流量、1次冷却材低温側温度（広域）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 格納容器スプレイポンプによる代替再循環に係る計装設備として、格納容器温度、格納容器圧力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（玄海3・4号炉）
<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換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 16%になれば格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65%以上を確認し再循環切替を実施するが、このとき、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの運転継続失敗等による高圧注入ポンプ流量及び余熱除去流量の喪失を確認すれば、高圧及び低圧再循環機能喪失と判断し、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換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"> <li>・ 燃料取替用水タンクへの補給</li> <li>・ 高圧・低圧及び格納容器スプレイ再循環機能の回復操作</li> <li>・ 主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却</li> </ul> <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」において整理されている。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、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 「ECCS 再循環機能喪失」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)</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 2. 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、代替再循環機能について米国・欧州での対策との比較を行っており、玄海3号炉及び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"> <li>・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>・ 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</li> </ul>	<p>(i) 格納容器スプレイポンプによる代替再循環、格納容器内自然対流冷却や格納容器スプレイ再循環等に関連する設備として、格納容器再循環サンプ、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）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>

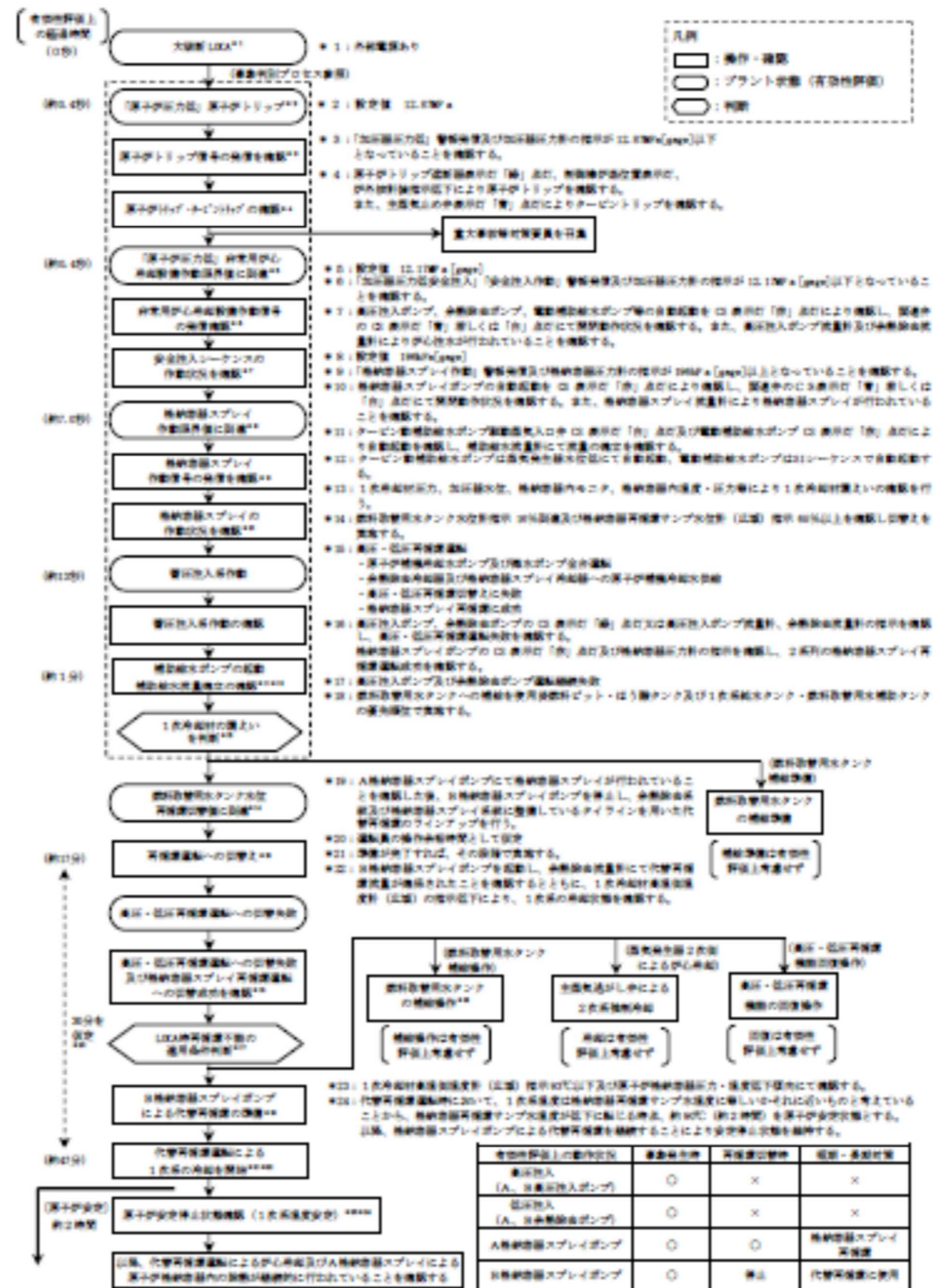
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>お、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</p>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul> <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>(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時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」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><u>1次冷却材漏えいの判断</u>：1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内温度・圧力等のパラメータにより1次冷却材の漏えいを判断。</p> <p><u>再循環への切り替え判断</u>：燃料取替用水位タンク水位計指示16%になれば格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示65%以上を確認し、再循環切替操作実施。</p> <p><u>低圧再循環機能喪失を判断</u>：余熱除去ポンプの運転継続失敗等による余熱除去流量の喪失にて判断。</p> <p><u>代替再循環による炉心冷却</u>：B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環の準備が完了すれば、代替再循環を開始し、代替再循環による炉心注水を開始。</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）</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1.13 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」、「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 燃料取替用水タンク補給操作や再循環機能回復操作、主蒸気逃がし弁開操作等、（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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<p>替再循環開始は再循環機能喪失から30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> <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等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"> <li>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、警報発信等から10分後に開始する。</li> <li>(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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ol> <p>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の運転員等操作時間を設定する。</p>





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



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	3号	4号	手順の内容	経過時間 (分)												
					0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	
状況判断	当直班長 当直副班	1	1	当直班 運転操作監視													
	当直主任 運転員	1	1	当直班連絡・運転操作補助													
状況判断	運転員	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>●蒸気圧・タービントリップ確認</li> <li>●安全注入シーケンス動作状況の確認</li> <li>●大破断LOCA確認</li> <li>●補助給水ポンプ起動確認</li> <li>●補助給水流量確立の確認</li> </ul> (中央制御室確認)	10分												
再循環切替操作	運転員A	1	1	<ul style="list-style-type: none"> <li>●再循環切替準備</li> <li>●再循環切替操作</li> </ul> (中央制御室操作)	12分												
高圧・低圧再循環機 組立操作	運転員A	【1】	【1】	<ul style="list-style-type: none"> <li>●高圧・低圧再循環切替手動調整</li> </ul> (中央制御室操作)	10分												
	重大事故等対策要員(2名) 運転員B	1	1	<ul style="list-style-type: none"> <li>●現地移動/再循環切替手動調整</li> </ul> (現場操作)	10分												同様に有効性評価上考慮せず
	重大事故等対策要員(2名) 運転員C	1	1	<ul style="list-style-type: none"> <li>●現地移動/再循環切替手動調整</li> </ul> (現場操作)	10分												同様に有効性評価上考慮せず
2次系強制冷却	運転員B	1	1	<ul style="list-style-type: none"> <li>●主蒸気流がしきり開放</li> </ul> (中央制御室操作)	10分												有効性評価上考慮せず
燃料取替用ホタンク 補給操作	重大事故等対策要員(2名) 運転員B, C	2	2	<ul style="list-style-type: none"> <li>●現地移動/燃料取替用ホタンク補給系統構成</li> </ul> (現場操作)	20分												補給操作は有効性評価上考慮せず
	重大事故等対策要員(2名) 運転員B	2	2	<ul style="list-style-type: none"> <li>●現地移動/燃料取替用ホタンク補給準備 (エアスタンスピース取替)</li> </ul> (現場操作)	20分												
	運転員B	【1】	【1】	<ul style="list-style-type: none"> <li>●燃料取替用ホタンク補給操作</li> </ul> (中央制御室操作)	10分												
格納容器スプレッド ポンプによる代替再循 環操作	運転員C, D	2	2	<ul style="list-style-type: none"> <li>●現地移動/格納容器スプレッドポンプによる 代替再循環系統構成 (現場操作)</li> </ul>	12分*												分断線発生後及び格納容器スプレッドポンプ系統に整備しているタイムラインを用いた代替再循環を有効性評価上、取得している約40分までに実施できる
	運転員B	【1】	【1】	<ul style="list-style-type: none"> <li>●格納容器スプレッドポンプによる 代替再循環系統確認/代替再循環開始 (中央制御室操作)</li> </ul>	10分*												

\*1: 移動10分、準備5分(流量制御オフィスにより流量調整不要)  
 \*2: 系統確認5分、代替再循環開始5分  
 \*本操作・作業の必要要員数については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。  
 【一部、本配置の機能については想定時間により算出】  
 \*緊急時対策水部要員は4名であり、全休復帰、連絡連絡等を行う。

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 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)

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（玄海3・4号炉）
<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、「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高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及び高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（玄海3・4号炉）
<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> <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、燃料被覆管温度並びに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 2.7.3 MAAP コードの大破断 LOCA への適用性について（ECCS 再循環機能喪失））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、原子炉格納容器内温度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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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> <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>(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> <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、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、低圧再循環機能及び高圧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 7.1.7.3 表 主要解析条件（ECCS 再循環機能喪失）」において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱や 1 次系圧力/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、</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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再循環機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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）</li> </ul>	<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、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り、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、格納容器スプレイポンプ1台を使用して200m<sup>3</sup>/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 主要解析条件（ECCS再循環機能喪失）」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><u>原子炉トリップ信号</u>：原子炉圧力低（12.73MPa[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</p> <p><u>原子炉格納容器スプレイ作動信号</u>：原子炉格納容器圧力異常高（0.205MPa[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次系保有水量の減少が速く、炉心冷却の観点から厳しくなることから、応答時間は0秒と設定</p> <p><u>高圧注入ポンプ</u>：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360m<sup>3</sup>/h、0～約15.8MPa[gage]）として設定。</p> <p><u>余熱除去ポンプ</u>：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2,500m<sup>3</sup>/h、0～約1.5MPa[gage]）として設定。</p> <p><u>格納容器スプレイポンプ</u>：格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合には注入時2台、再循環時は1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と設定。</p> <p><u>補助給水ポンプ</u>：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4台当たり370m<sup>3</sup>/hと設定。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：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として設定</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>(4.04MPa[gage]、26.9m<sup>3</sup>/基) していることを確認した。</p> <p>代替再循環：流量は、再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約124m<sup>3</sup>/h）を上回る流量として200m<sup>3</sup>/hとし、代替再循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30分を想定して設定。</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>(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低圧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>格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作：「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1ユニット当たりの要員は中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応の運転員（当直員）2名であり、現場での代替再循環系統構成操作に12分、中央制御室での代替再循環系統構成操作、起動操作に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の作業内容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段等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名及び現場の重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に20分、ディスタンスピース取替えに30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。なお、燃料取替用水タンクへの補給操作は有効性評価上、考慮していない。</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な時間を考慮し、ECCS再循環切替失敗から30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（玄海3・4号炉）
<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。                      ② 第7.1.7.7図、第7.1.7.5図より、事象発生と同時に破断流量が確認できること、大破断LOCAの発生により1次系圧力が急激に低下していることを確認した。                      ③ 第7.1.7.8図、第7.1.7.9図及び第7.1.7.10図より、大破断LOCAの発生にしたがって、1次系圧力が急低下し安全注入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、燃料取替用水タンク水位が16%に到達した段階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ゼロとなっていることを確認した。再循環切替失敗+30分より、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環が開始し、所定の流</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 破断流量の推移</li> <li>・ 1次系圧力</li> </ul> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入流量</li> <li>・ 低圧注入流量</li> <li>・ 代替再循環流量</li> </ul> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉容器内水位</li> <li>・ 1次系温度</li> <li>・ 燃料被覆管温度</li> <li>・ 格納容器再循環サンプル水温度</li> <li>・ 格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器温度</li> </ul> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> </ul>	<p>量（200m<sup>3</sup>/h→約 55.6kg/s）で炉心注水されていることから、動的機器が意図通りに作動していることを確認した。</p> <p>④ 第 7.1.7.8 図、第 7.1.7.12 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+30 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」及び「(4)操作時間余裕の把握」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次系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次系温度の上昇は抑制されていることを確認した。第 7.1.7.15 図、第 7.1.7.16 図及び第 7.1.7.14 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、格納容器再循環サンプル水位はサブクール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次系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 2.7.100 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 7.1.7.7 図と第 7.1.7.15 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"> <li>① 燃料被覆管温度（酸化量）</li> <li>② 1次冷却系の圧力損失を考慮した 1次冷却系圧力</li> <li>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</li> </ol>	<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 1,006℃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 1%であり、15%以下である。また、1次冷却系の最高圧力は、約 16.3MPa[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、原子炉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 0.320MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 133℃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"> <li>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 1,006℃としており、評価期間を通じて 1,200℃以下となっていること、燃料被覆管の酸化割合は約 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。</li> <li>② 本重要事故シーケンスでは LOCA を想定しており、1次系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。</li> <li>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を示している。</li> </ol>
<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 7.1.7.11 図、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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>より燃料被覆管の温度は1,200℃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、第7.1.7.12図、第7.1.7.15図及び第7.1.7.16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内水位はTAF以上を維持することから燃料被覆管温度の温度は低く抑えられていること、格納容器スプレイ再循環及び代替循環により炉心・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再循環サンプルであり、1次系温度は格納容器サンプル水温と同じかこれに近いものであり、格納容器再循環サンプル水温は約2.0時間後に93℃以下となっていることから約2.0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2.7.6 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、「低温停止状態に到達した時点」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

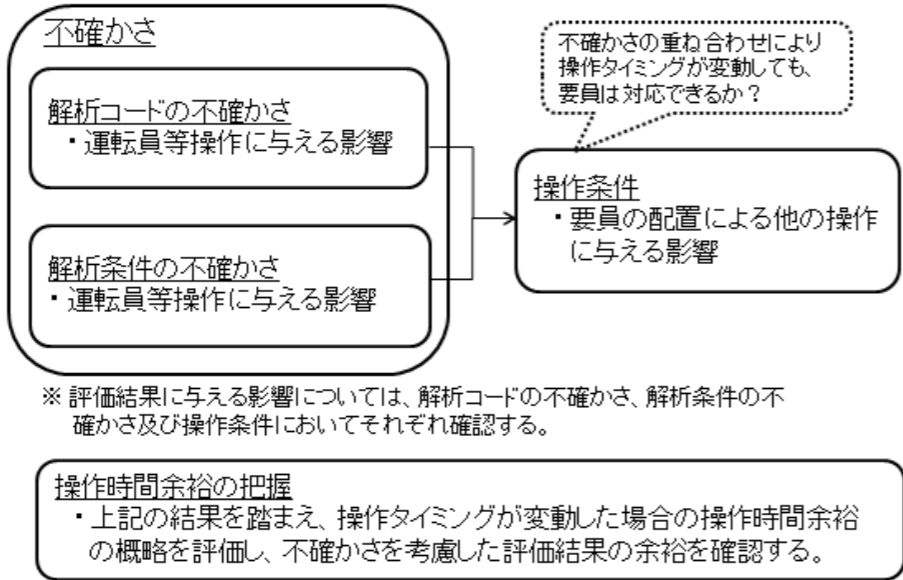
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<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、「1.1(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> <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>



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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>(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（16%）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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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>(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、玄海3号炉及び4号炉では原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水タンク保有水量、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は設計値を用いている。</p> <p>① 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>② 破断口径は、解析では低温側配管の両端破断、すなわち破断想定 MAX 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次系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>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 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>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</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、玄海3号炉及び4号炉では、蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水タンク保有水量、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は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次系からの漏</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>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> <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 該当なし。</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（玄海3・4号炉）
<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(1名)及び現場2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運転員が燃料取替用水タンク補給操作後に本操作を行うが、時間余裕が考慮されていること、現場操作を行う運転員2名は専任である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次系温度及び圧力の低下が速くなると、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分後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（玄海3・4号炉）
<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 分程度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無いことを確認した。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・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに 1 次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。その結果、第 7.1.7.17 図にあるとおり、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 7.1.7.18 図にあるとおり、M-RELAP5 による評価で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でも再循環機能喪失後においても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ことから、本重要事故シーケンスにおける炉心露出の予測に対する不確かさとして、15 分を考慮することを確認した。なお、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、原子炉格納容器側から 1 次系（原子炉容器内水位）への影響は軽微であり、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 13 分後までに完了できる。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、この場合には再循環機能喪失から代替再循環開始までの操作時間余裕は小さくなり、評価項目に対する余裕も小さくなる。これに対し、解析条件として考慮している「再循環機能喪失から 30 分」よりも 15 分早く代替再循環を開始できるように、要員を配置している（訓練実績として系統構成に 12 分、ポンプ起動に 1 分の計 13 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 2.7.7 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）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> <p>補足説明資料（添付資料 2.7.8 「ECCS 再循環機能喪失」における解析コード MAAP 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（玄海3・4号炉）
<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、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図及び第7.1.7.20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内水位は一時的にTAF以下となるが、代替再循環により水位を回復すること、燃料被覆管温度は約786℃まで上昇するが、1,200℃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> <p>補足説明資料（添付資料2.7.9 ECCS 再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について）において、代替再循環について5分の操作開始遅れを想定した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（玄海3・4号炉）
<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、3号炉及び4号炉合わせて28名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員が確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても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 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（玄海3・4号炉）
<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、B格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合、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を水源とした代替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612.5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯蔵タンク及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kL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、格納容器再循環サンプ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（玄海3・4号炉）
<p data-bbox="127 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="127 369 593 401">・ 1.～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li data-bbox="127 415 1018 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。</li> </ul>	<p data-bbox="1059 279 2825 352">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 data-bbox="1059 369 2825 579">重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高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 data-bbox="1059 596 2763 627">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 data-bbox="1059 644 2427 676">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="1059 693 2825 856">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ことと併せれば、「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及び高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 data-bbox="1059 911 2825 984">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	2.8-2
(3) 炉心損傷防止対策	2.8-3
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.8-12
(1) 有効性評価の方法	2.8-12
(2) 有効性評価の条件	2.8-14
(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

玄海3・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（玄海3・4号炉）														
<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"> <li>・ インターフェイスシステムLOCA</li> <li>・ 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</li> </ul> <p>（追補2. I 第1-9表抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1142 688 1938 842"> <tr> <td data-bbox="1142 688 1279 842">格納容器バイパス</td> <td data-bbox="1279 688 1635 768">① インターフェイスシステムLOCA</td> <td data-bbox="1635 688 1771 842">クールダウン アンド リサーキュレーション</td> <td data-bbox="1771 688 1813 842">-</td> <td data-bbox="1813 688 1855 842">-</td> <td data-bbox="1855 688 1896 842">-</td> <td data-bbox="1896 688 1938 842">高</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1142 768 1279 842"></td> <td data-bbox="1279 768 1635 842">② 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 data-bbox="1635 768 1771 842"></td> <td data-bbox="1771 768 1813 842">-</td> <td data-bbox="1813 768 1855 842">-</td> <td data-bbox="1855 768 1896 842">-</td> <td data-bbox="1896 768 1938 842">高</td> </tr> </table>	格納容器バイパス	① 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		② 蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗		-	-	-	高
格納容器バイパス	① 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									
	② 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（玄海3・4号炉）
<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>(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>(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することにより、1次冷却系保有水量が減少し、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であることを確認した。</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>

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

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について」において、1 次冷却材圧力、格納容器内温度、格納容器内圧力、格納容器再循環サンプ水位（広域）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 7.1.8.1 表 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の重大事故等対策について」において、1 次冷却材圧力、主蒸気ライン圧力、格納容器内温度、格納容器内圧力、蒸気発生器広域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逃がし弁の開操作による 2 次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作による 1 次冷却系の減圧と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、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、主蒸気逃がし弁、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。初期の対策である 2 次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、主蒸気逃がし弁、電動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 7.1.8.1 表 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）の重大事故等対策について」、 「第 7.1.8.2 表 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の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。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、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 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）の重大事故等対策について」、「第 7.1.8.2 表 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の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>補足説明資料（添付資料 2.8.2 インターフェイスシステム LOCA 時に隔離操作対象となる弁について）において、中央制御室操作及び 1 次系減圧後の現場操作により閉止する弁の一覧が示されている。</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<sup>*</sup>）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>(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、健全側余熱除去系による炉心冷却を実施する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器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、余熱除去冷却器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 玄海 3 号炉及び 4 号炉の余熱除去系は、余熱除去系の隔離弁が高圧側にあるため、A 系、B 系どちらかで IS-LOCA が生じても他方の余熱除去系は機能喪失しない（A、B 系同時に機能喪失しない）ことを確認した。これを踏まえ、IS-LOCA 時の安定停止状態に向けた対策は、健全側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、余熱除去冷却器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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>イパス（インターフェースシステム LOCA）の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>補足説明資料（添付資料 2.8.2 インターフェースシステム LOCA 発生時の余熱除去系の破断箇所及び破断面積について）において、余熱除去系概略系統図が示されており、A系、B系の隔離弁が高圧設計であることが示されている。）</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、余熱除去冷却器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（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の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。また、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定し、充てんポンプを用いた 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 B 格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイライン使用) を用いた代替再循環による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、充てんポンプ、B 格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイライン使用)、格納容器再循環サ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 7.1.8.2 表 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の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、B 格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイライン使用) 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、格納容器再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 2.8.6 安定停止状態について①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、「低温停止状態に到達した時点」であることが示されている。また、補足説明資料（添付資料 2.8.10 安定停止状態について②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、「漏えいが停止（1 次系と 2 次系が均圧）し、低温停止状態に到達した時点」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</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（インターフェースシステム LOCA）の重大事故等対策について」、「第 7.1.8.2 表 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）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 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、1 次冷却材高温側温度（広域）、高圧注入ポンプ流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 2 次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、加圧器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）、余熱除去流量等が挙げられていることを確認した。</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）、格納容器内温度、余熱除去流量、格納容器スプレイライン B 積算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（玄海3・4号炉）
<p>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>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>確認結果（玄海3・4号炉）</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。</p> <p>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計(広域)指示が177℃未満となり余熱除去系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の切り替える条件が明確となっていることを確認した。なお、インターフェイスシステムLOCA時は、健全側の余熱除去系で炉心の冷却を実施する。</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、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示が75%以上であることを確認し、代替再循環による炉心冷却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。</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"> <li>・ 中央制御室からの余熱除去系の隔離操作</li> <li>・ 燃料取替用水タンクへの補給</li> <li>・ 格納容器再循環ファン起動</li> <li>・ 現場での破損蒸気発生器隔離操作</li> </ul> <p>② 有効性評価上は期待しないが中央制御室からの余熱除去系の隔離操作及び現場での破損蒸気発生器隔離操作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、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」に整理されている。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」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(インターフェイスシステムLOCA)時における重大事故等対策について」、「第7.1.8.2表 格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損発生時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)時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>2) 「追補2. 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、玄海3号炉及び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（玄海3・4号炉）
<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>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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>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。</li> </ul>	<p>(i) 初期の対策である ECCS による炉心注水や2次系強制冷却、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、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、主蒸気逃がし弁、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を用いた1次系のフィードアンドブリード、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)を用いた代替再循環による炉心冷却に係る設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、B格納容器再循環サン</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><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	<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（インターフェイスシステム LOCA）」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「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（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）」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「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」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><b>IS-LOCA：</b></p> <p><u>1次冷却材の余熱除去系からの漏えいを判断：</u> 1次冷却材圧力、加圧器水位、排気筒ガスモニタ、余熱除去ポンプ出口圧力、蒸気発生器水位・圧力、格納容器内温度・圧力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><u>余熱除去ポンプ停止及び余熱除去系の隔離：</u> 余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水タンクの保有水の流出を防止するため、燃料取替用水タンクを余熱除去系から隔離し、中央制御室からの操作により1次系を余熱除去系から隔離。</p> <p><u>余熱除去系の隔離失敗判断：</u> 余熱除去系の隔離操作後に1次冷却材圧力の低下が継続することにより、余熱除去系の隔離失敗を判断。</p> <p><u>2次系強制冷却：</u> 準備が完了した段階で1次系保有水の減少抑制のため実施。その後、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、</p>

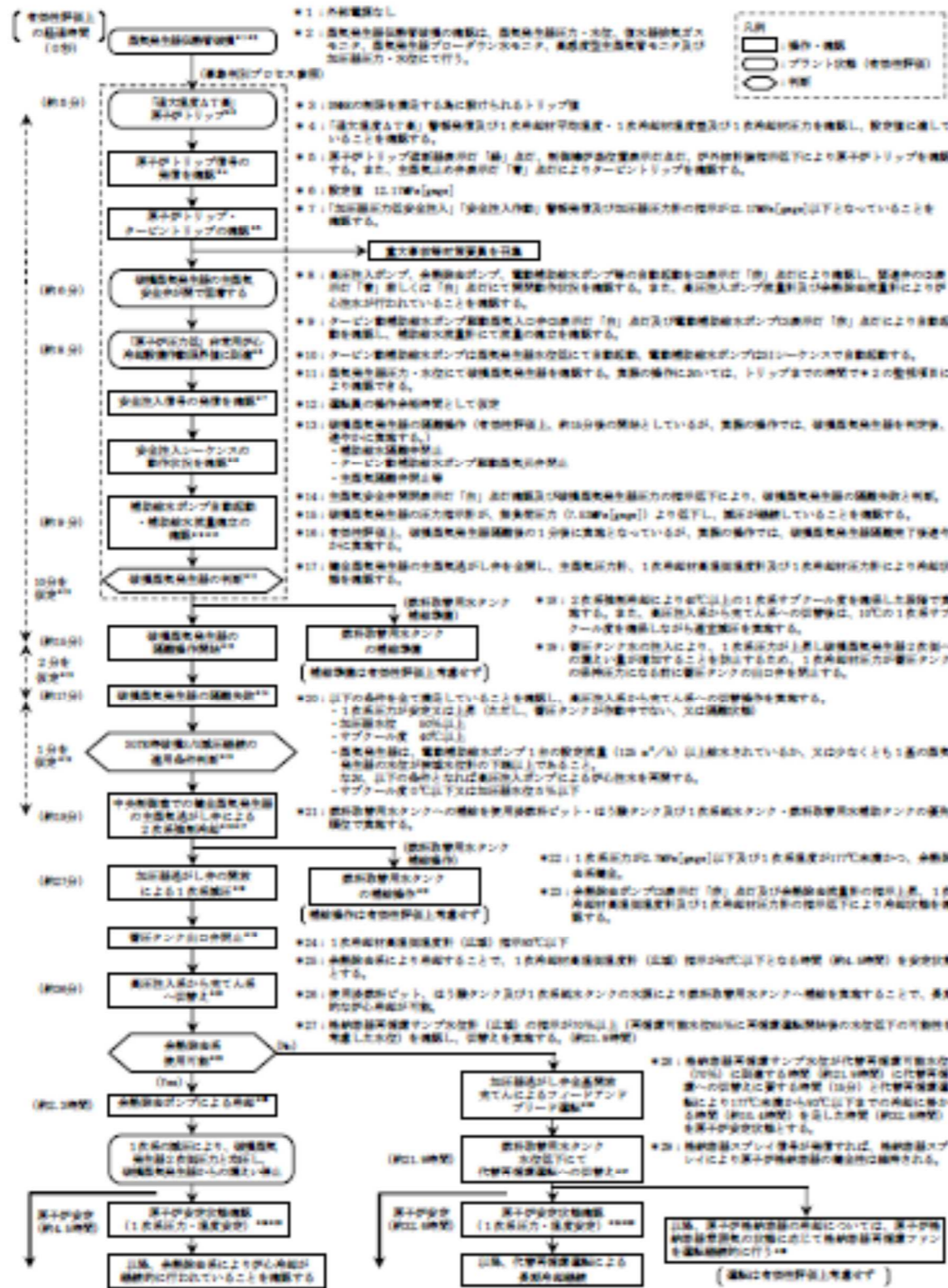


審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>補助給水流量調整の必要がある場合、蒸気発生器水位が蒸気発生器狭域水位計指示範囲にあるよう補助給水流量を調整。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系減圧操作判断：2次系強制冷却により1次冷却系のサブクール度を確保した段階で実施し、1次冷却系保有水量の確保を図る。</p> <p>蓄圧タンク出口弁閉止判断：ECCS停止条件の満足又は1次冷却材圧力系指示が0.6MPa[gage]にて蓄圧タンク出口弁を閉止。</p> <p>高圧注入系から充てん系への切替：ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替える。</p> <p>健全側余熱除去系が使用可能：1次冷却材圧力系指示2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示177℃未満にて使用可能と判断。</p> <p>余熱除去系からの漏えい停止確認：1次冷却材圧力及び加圧器水位等の挙動から漏えい停止を確認。</p> <p>SGTR：</p> <p>漏えい箇所を判断：1次冷却材圧力、加圧器水位、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタ、破損側蒸気発生器水位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隔離弁、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>2次系強制冷却：IS-LOCAと同様である。</p> <p>1次冷却系減圧操作判断：IS-LOCAと同様である。</p> <p>蓄圧タンク出口弁閉止判断：ECCS停止条件の満足により蓄圧タンク出口弁を閉止。</p> <p>ECCS停止判断：IS-LOCAと同様である。</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と同様である。</p> <p>余熱除去系が使用可能：IS-LOCAと同様である。</p> <p>原子炉安定停止時状態確認：1次冷却系・2次系の均圧により漏えいが停止し、1次冷却系高温側計（広域）指示93℃以下を確認。</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）：格納容器サンプ水位計（広域）指示70%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」、「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、中央制御室からの余熱除去系の隔離操作や燃料取替用水タンクへの補給、格納容器再循環ファン起動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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>	<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等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"> <li>（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、警報発信等から10分後に開始する。</li> <li>（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。</li> <li>（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。</li> <li>（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。</li> <li>（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。</li> </ol> <p>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の運転員等操作時間を設定する。</p>







第 7.1.8.6 図 「格納容器バイパス（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）」の対応手順の概要  
 （「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」の事象進展）

項目	内容	備考
1	蒸気発生器伝熱管破損時、破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故が発生する。	
2	破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故が発生すると、一次系圧力が低下し、二次系圧力が上昇する。	
3	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が停止し、二次系ポンプの運転が開始される。	
4	二次系ポンプの運転が開始されると、二次系圧力が上昇し、一次系圧力が低下する。	
5	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
6	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が停止し、一次系ポンプの運転が再開される。	
7	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
8	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
9	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
10	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
11	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
12	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
13	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
14	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
15	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
16	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
17	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
18	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
19	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
20	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
21	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
22	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
23	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
24	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
25	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
26	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
27	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
28	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
29	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
30	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
31	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
32	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
33	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
34	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
35	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
36	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
37	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
38	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
39	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
40	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
41	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
42	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
43	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
44	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
45	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
46	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
47	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
48	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	
49	一次系圧力が低下すると、一次系ポンプの運転が再開される。	
50	二次系圧力が上昇すると、二次系ポンプの運転が再開される。	

第 7.1.8.7 図 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の作業と所要時間  
 （インターフェイスシステム LOCA）





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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>IS-LOCAの破断口径と設定の考え方を確認。</li> </ul> <p>SGTR :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>破損側蒸気発生器の隔離失敗の想定を確認。</li> </ul>	<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>① 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。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を設定している。具体的には、原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁では等価直径約2.5cm（約1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10cm（約4インチ）相当とする。余熱除去系機器等では、等価直径約2.8cm（約1.12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"> <li>原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁（等価直径約2.5cm（1inch）相当）</li> <li>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7.6cm（4inch）相当）</li> <li>原子炉格納容器外の余熱除去系機器等（等価直径約2.9cm（1.12inch）相当）</li> </ul> <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>② 「第7.1.8.3表 主要解析条件（格納容器バイパス（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次冷却系圧力/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>SGTR :</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>① 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、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、原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし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 主要解析条件（格納容器バイパス（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、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱1次冷却系圧力/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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 高圧注入ポンプの使用台数、用いる注入特性を確認。</li> <li>・ 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。</li> <li>・ 主蒸気逃がし弁の使用個数を確認。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定を確認。</li> </ul> <p>SGTR :</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注入ポンプの使用台数、用いる注入特性を確認。</li> <li>・ 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。</li> <li>・ 主蒸気逃がし弁の使用個数を確認。</li> <li>・ 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定を確認</li> </ul>	<p>(i) 機器条件として、IS-LOCA の場合は、<u>炉心注水流量は、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逃がし弁は4個とする。また、余熱除去冷却器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、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逃がし弁は健全側の3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 主要解析条件（格納容器バイパス（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><u>原子炉トリップ信号</u>：原子炉圧力低（12.73MPa [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><u>高圧注入ポンプ</u>：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 360m<sup>3</sup>/h、0～約 15.8MPa[gage]）を用いる。</p> <p><u>補助給水ポンプ</u>：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（ミニフロー流量除く）を想定）に4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基当たり 280m<sup>3</sup>/h を設定。</p> <p><u>主蒸気逃がし弁</u>：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逃がし弁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><u>余熱除去冷却器出口/入口逃がし弁の吹き止まり圧力</u>：当該弁の閉止圧力を基に設定。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：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]）、標準的に最小の保有水量（約 26.9m<sup>3</sup>）を設定。</p> <p><u>補足説明資料（添付資料 2.8.3 インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）</u>において、蓄圧タンク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> <p>SGTR :</p> <p>① 「第7.1.8.4表 主要解析条件（格納容器バイパス（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）」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><u>原子炉トリップ信号</u>：原子炉圧力低（12.73MPa [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><u>高圧注入ポンプ</u>：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 360m<sup>3</sup>/h、0～約 15.8MPa[gage]）を用いる。</p> <p><u>補助給水ポンプ</u>：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4基当たり 370m<sup>3</sup>/h を設定。</p> <p><u>主蒸気逃がし弁</u>：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逃がし弁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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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><u>IS-LOCA：</u></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、蓄圧タンク出口弁閉止、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><u>余熱除去ポンプの停止及び隔離操作：</u>有効性評価上は7時間後に隔離完了することとしているため、事象判別後から7時間後まで継続実施としているが、「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1ユニット当たりの要員は、現場対応の重大事故等対策要員3名であり、現場での隔離操作に40分と想定している。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、中央制御室からの隔離操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p><u>燃料取替用水タンクへの補給（有効性評価上、期待しない操作）：</u>「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応の重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に20分、ディスタンスピース取替えに30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時間を考慮し、ECCS 作動信号発信から25分後とする。また、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%以上で安定又は上昇中等) 成立時点からとする。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、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件を示す。</p> <p><u>加圧器逃がし弁の操作条件</u></p> <p>ECCS 停止条件成立前</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サブクール度 60℃以上で開操作</li> <li>・ サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉操作</li> </ul> <p>ECCS 停止条件成立後</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サブクール度 20℃以上で開操作</li> <li>・ サブクール度 10℃以下で閉操作</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p><u>高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件</u></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する。なお、IS-LOCA では保守的に漏えい量を多くする観点から、切替時間を考慮していないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サブクール度 40℃以上</li> <li>・ 加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中</li> <li>・ 1次冷却系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中</li> <li>・ 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</li> </ul> <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。</p> <p><u>SGTR :</u></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、蓄圧タンク出口弁閉止、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、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><u>燃料取替用水タンクへの補給（有効性評価上、期待しない操作）:</u>「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応の運転員（当直員）2名、重大事故等対策要員2名であり、現場での系統構成に20分、ディスタンスピース取替えに30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><u>代替再循環による炉心冷却:</u>「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応の運転員（当直員）2名であり、現場での系統構成に12分、中央制御室での系統構成、起動操作に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>現場での破損蒸気発生器隔離操作（有効性評価上、期待しない操作）:「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」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、現場対応の運転員等1名であり、現場での隔離操作に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が整理されている。なお、現場での破損蒸気発生器隔離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>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の10分後からとし、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、主蒸気逃がし弁の開操作完了に1分を要するものとする。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%以上で安定又は上昇中等）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</u>ことを確認した。以下に加圧器逃がし弁の操作条件、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件を示す。</p> <p><u>加圧器逃がし弁の操作条件</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ IS-LOCA と同様である。</li> </ul> <p><u>高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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"> <li>・ サブクール度 40℃以上</li> <li>・ 加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中</li> <li>・ 1次冷却系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中</li> <li>・ 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</li> </ul> <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。</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（玄海3・4号炉）
<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>(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7.1.8.10図、第7.1.8.18図、第7.1.8.19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7.1.8.22図、第7.1.8.22図より連続的な主蒸気流量が確認できること、2次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7.1.8.16図より加圧器逃がし弁の開閉操作に伴う加圧器逃がし弁流量が確認できること、第7.1.8.13図、第7.1.8.15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次系強制冷却や加圧器逃がし弁の開閉操作による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7.1.8.10図、第7.1.8.11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を確認した。第7.1.8.18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7.1.8.12図、第7.1.8.13図、第7.1.8.17図、第7.1.8.20図、第7.1.8.21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、加圧器に水位が形成されていること、炉心注水の開始に伴って炉心上端ボイド率が低下傾向を示し、約54分以降は炉心上端ボイド率がゼロとなっており、炉心は冠水状態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7.1.8.27図、第7.1.8.34図、第7.1.8.36図、第7.1.8.24図、第7.1.8.31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7.1.8.36図、第7.1.8.24図、第7.1.8.35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7.1.8.28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7.1.8.26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7.1.8.24図、第7.1.8.25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3.9時間には1次冷却系と2次系が均圧となり、第7.1.8.27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7.1.8.29図、第7.1.8.30図、第7.1.8.31図、第7.1.8.32図、第7.1.8.33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、原子炉容器内水位は解析期間中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。</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>	



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 破断流量</li> <li>・ 破断流クオリティ</li> <li>・ 1次冷却系圧力</li> </ul> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主蒸気流量</li> <li>・ 加圧器逃がし弁・安全弁流量</li> <li>・ 補助給水流量</li> <li>・ 1次冷却系注水流量・積分値</li> </ul> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却系圧力</li> <li>・ 破断流量</li> <li>・ 1次冷却系温度</li> <li>・ 1次冷却系保有水量</li> <li>・ 燃料被覆管温度</li> <li>・ 炉心上端ボイド率、加圧器水位</li> </ul> <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"> <li>・ 破断流量</li> <li>・ 破損側蒸気発生器圧力</li> <li>・ 1次冷却系圧力</li> <li>・ 蒸気発生器水位</li> <li>・ 蒸気流量</li> </ul> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気流量</li> <li>・ 補助給水流量</li> <li>・ 1次冷却系注水流量</li> </ul> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次冷却系圧力・2次系圧力</li> <li>・ 破断流量</li> <li>・ 1次冷却系温度</li> <li>・ 1次冷却系保有水量</li> <li>・ 原子炉容器内水位</li> <li>・ 燃料被覆管温度</li> <li>・ 加圧器水位</li> </ul>	<p>補足説明資料（添付資料 2.8.7 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（15時間）の評価が示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.8.9 加圧器が設置されているループの蒸気発生器伝熱管が破損した場合の評価結果へ与える影響について）において、加圧器設置有無による1次系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（玄海3・4号炉）
<p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> </ul>	
<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"> <li>① 燃料被覆管温度（酸化量）</li> <li>② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力</li> <li>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</li> </ol>	<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、<b>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16.3MPa[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</b>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、<b>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、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16.3MPa[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</b>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p><b>IS-LOCA：</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 燃料被覆管温度は、2次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。</li> <li>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次冷却系圧力は16.3MPa[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。</li> <li>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を示している）。</li> </ol> <p><b>SGTR：</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 燃料被覆管温度は、2次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。</li> <li>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次冷却系圧力は16.3MPa[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。</li> <li>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を示している。）</li> </ol>
<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、<b>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</b>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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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専用工具にて非管理区域から遠隔操作で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、健全側余熱除去系による炉心冷却を開始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7.1.8.10図、第7.1.8.11図にあるとおり、事象発生後8時間時点においても1次冷却系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、健全側の余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生の約10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を示している。）</p> <p>SGTR :</p> <p>① 第7.1.8.24図及び第7.1.8.25図にあるとおり、事象発生後4時間時点においても1次冷却系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、事象発生の約4.5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場合においても、充てん系によるフィードアンドブリードを行うことで原子炉格納容器内に冷却材を持ち込んだ後、格納容器スプレイによる代替再循環を実施することにより、事象発生の約32.6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を示している。）</p> <p>補足説明資料（添付資料2.8.6 安定停止状態について①及び添付資料2.8.10 安定停止状態について②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、「低温停止状態に到達した時点」(IS-LOCA)及び「漏えいが停止（1次系と2次系が均圧）し、低温停止状態に到達した時点」(SGTR)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

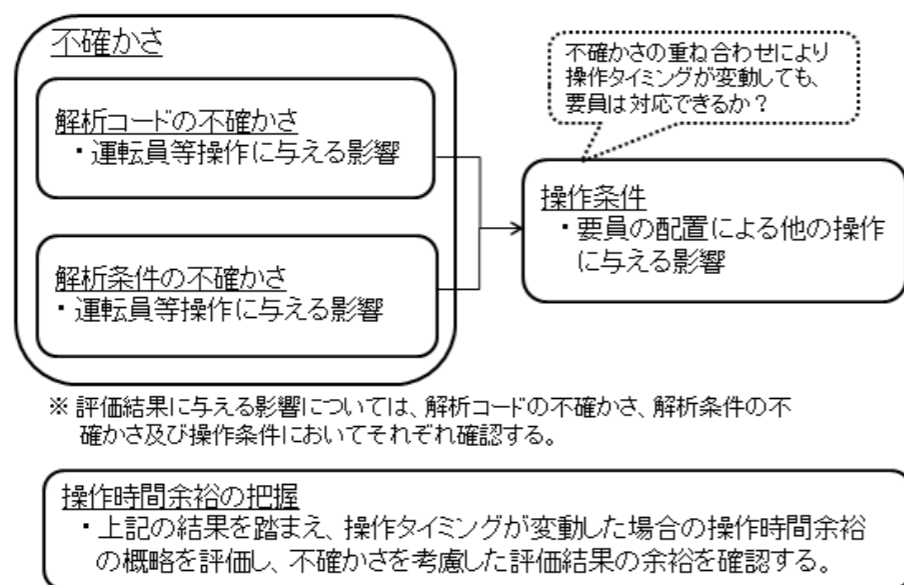
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<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、「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、「1.1(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> <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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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>(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次系強制冷却並びに1次冷却系温度及び圧力（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次冷却系圧力・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（玄海3・4号炉）
<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"> <li>・ 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%小さく評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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低く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ Marviken 臨界流試験との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。</li> <li>・ 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 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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次冷却系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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次冷却系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> </ul> <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"> <li>・ 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次系強制冷却の開始タイミングは遅くなり、1次冷却系温度及び圧力（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。</li> <li>・ 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次冷却系温度及び圧力（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。</li> <li>・ 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次冷却系温度及び圧力（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。</li> <li>・ 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次冷却系温度及び圧力（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。</li> </ul> <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) <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</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。そのため、実際には解析結果よりも 1次冷却系の減温・減圧が早く、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</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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>て確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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次冷却系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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次冷却系圧力を0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> <li>・ 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次冷却系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。</li> </ul> <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2.8.13 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（玄海3・4号炉）
<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蓄圧タンク初期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次冷却系圧力・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次系強制冷却並びに1次冷却系温度及び圧力（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次冷却系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次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、1次冷却系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次冷却系温度及び圧力（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</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響について、<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、1次冷却系の保有水量の低下が速めに解析されている。</u>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、玄海3号炉及び4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1次冷却材の蒸散率は小さくなり、1次冷却系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 蓄圧タンク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、初期の蓄圧タンク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、蓄圧タンクによる炉心注水より前に ECCS 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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
となるパラメータへの影響を確認。	

(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（玄海3・4号炉）
<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、<u>要員の配置</u>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>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専用工具にて非管理区域から遠隔操作で閉止し、漏えいを停止させることで事象が収束する。この弁の操作場所は漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、漏えい量の変動があったとしても、この弁の操作を実施し、漏えいを停止させることが可能であることから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現場で行う操作であるが、中央制御室で操作を行う運転員等とは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 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等のうち、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<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 2次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次冷却系温度及び圧力の低下が速くなると、1次冷却系温度及び圧力（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（玄海3・4号炉）
<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><u>IS-LOCA :</u></p> <p>① 2次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> <p><u>SGTR :</u></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8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4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（玄海3・4号炉）
<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</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グループの対応に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて28名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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、重大事故等対策に必要な要員を上回る要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても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。</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（玄海3・4号炉）
<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><u>IS-LOCA :</u></p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ・充てん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するまで注水継続が可能であるが、それまでに漏えい箇所の隔離により余熱除去系からの漏えいを停止することが可能である。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り、健全側の余熱除去系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><u>SGTR :</u></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、補助給水タンクが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却が可能となる。以降は補助給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高圧注入ポンプ・充てん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するまで注水継続が可能であるが、それまでに1次冷却系の減圧により1次冷却系と蒸気発生器2次側を均圧させ、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り、余熱除去系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。余熱除去系の接続に失敗した場合には、燃料取替用水タンクを水源とする充てん系によるフィードアンドブリードにより原子炉格納容器内へ冷却材を持ち込み、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位到達後、代替再循環に切替える。以降は、格納容器再循環サンプ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、<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な重油量は約612.5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量は620kLであり対応が可能である</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（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li>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。</li> </ul>	<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、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧、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、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧、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。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1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を専用工具にて非管理区域から遠隔操作で閉止するなどにより漏えいを停止させ、健全側余熱除去系による炉心冷却を実施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>