

中国電力株式会社島根原子力発電所 2 号炉の発電用原子炉 設置変更許可（案）

令和 3 年 9 月 1 5 日
原子力規制委員会

1. 経緯

原子力規制委員会は、平成 2 5 年 1 2 月 2 5 日に、中国電力株式会社から核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 3 2 年法律第 1 6 6 号。以下「原子炉等規制法」という。）第 4 3 条の 3 の 8 第 1 項の規定に基づき提出された島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書を受理した。また、令和 3 年 5 月 1 0 日、6 月 1 4 日、6 月 1 7 日及び 9 月 6 日に、同社から当委員会に対し同申請書の補正がなされた。

当委員会は、本申請について、原子炉等規制法第 4 3 条の 3 の 8 第 2 項において準用する同法第 4 3 条の 3 の 6 第 1 項各号のいずれにも適合しているものと認められることから、令和 3 年 6 月 2 3 日の第 1 5 回原子力規制委員会において、審査の結果の案を取りまとめ、審査書案に対する科学的・技術的意見の募集を行うとともに、原子力委員会及び経済産業大臣の意見を聴取することとした。

今般、審査書案に対する科学的・技術的意見の募集の結果並びに原子力委員会及び経済産業大臣への意見聴取の結果を踏まえ、本申請に対する設置変更許可の可否について判断を行うこととする。

2. 審査書案に対する科学的・技術的意見の募集の結果

(1) 結果概要

- 1) 期間：令和 3 年 6 月 2 4 日～令和 3 年 7 月 2 3 日（3 0 日間）
- 2) 対象：中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（2 号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 4 3 条の 3 の 6 第 1 項第 2 号（技術的能力に係るもの）、第 3 号及び第 4 号関連）（案）
- 3) 総数：1 5 6 件¹

(2) 御意見の概要及び考え方

寄せられた御意見の概要及び当該御意見への考え方を、以下のとおり取りまとめる。

（別紙 1）中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（2 号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（案）に対する御意見への考え方（案）

¹ 意見数は、総務省が実施する行政手続法の施行状況調査において指定された算出方法に基づくもの。

(別紙2)審査書案に対する直接の御意見ではないが関連するものへの考え方(案)

3. 審査の結果の取りまとめ

審査書については、寄せられた御意見を踏まえ、別紙3添付のとおりとする。本申請が原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るものに限る。)第3号及び第4号に適合しているものと認められるとの結論に変更はない。

以上のことから、別紙3のとおり審査の結果を取りまとめる。

4. 原子力委員会への意見聴取の結果

原子炉等規制法第43条の3の8第2項において準用する同法第43条の3の6第3項の規定に基づき、同条第1項第1号に規定する許可の基準の適用について原子力委員会の意見を聴いた結果、別紙4のとおり「本件申請については、(中略)当該発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められるとする原子力規制委員会の判断は妥当である」との回答があった。

5. 経済産業大臣への意見聴取の結果

原子炉等規制法第71条第1項の規定に基づき、経済産業大臣の意見を聴いた結果、別紙5のとおり「許可することに異存はない」との回答があった。

6. 発電用原子炉設置変更許可処分

以上を踏まえ、本申請は原子炉等規制法第43条の3の8第2項において準用する同法第43条の3の6第1項各号に規定する許可の基準のいずれにも適合していると認められることから、同法第43条の3の8第1項の規定に基づき、別紙6のとおり許可することとする。

[附属資料一覧]

- 別紙 1 中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（案）に対する御意見への考え方（案）・・・・・・・・・・（通しP 4～）
- 別紙 2 審査書案に対する直接の御意見ではないが関連するものへの考え方（案）・・・・・・・・・・（通しP 90～）
- 別紙 3 中国電力株式会社島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定する許可の基準への適合について（案）・・・・・・・・・・（通しP 121～）
- 添付 中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係るもの）第3号及び第4号関連）（修正案）・・・・・・・・・・（通しP 123～）
- 別紙 4 中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可（2号発電用原子炉施設の変更）について（答申）・・・・・・・・・・（通しP 635～）
- 別紙 5 中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可（2号発電用原子炉施設の変更）に関する意見の聴取について（回答）・・・・・・・・・・（通しP 637）
- 別紙 6 島根原子力発電所の発電用原子炉の設置変更（2号発電用原子炉施設の変更）について（案）・・・・・・・・・・（通しP 638）
- 参考資料 中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係るもの）第3号及び第4号関連）（修正案）（令和3年6月23日意見募集版からの変更見え消し）・・・・・・・・・・（通しP 639～）

**中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書
(2号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方(案)**

年 月 日

I はじめに	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 審査書案 2 ページから 3 ページまでに、今回の審査で参照されたガイド等が記載されていますが、令和 3 年 4 月 7 日に施行された「人間工学設計開発に関する審査及び検査ガイド」の記載がありません。</p>	<p>➤ 「人間工学設計開発に関する審査及び検査ガイド」は、現行規則等の要求事項を人間工学的観点から体系的に整理したものであり、今回の審査では参照していません。</p>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

御意見の概要	考え方
<p>【経験】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 中国電力では、2006年に当時の現職会社幹部もかかわった「土用ダム」えん堤の変形データの改ざん行われ、長年に亘って隠ぺいされていたことが判明し、大きな社会的問題となりました。さらに、2010年には、会社ぐるみで、長年に亘って511件もの大量の「点検漏れ」を放置してきたことも判明し、その中には、運転開始以来点検をしなかった機器ものもあるという杜撰な管理が明らかになりました。これらの問題が明らかになるたびに、中国電力は「安全文化の醸成」を謳い、再発防止を誓ってきましたが、その後も安全管理が適正に行われていない事態が何度も発生しています。そして、この度、2号機の適合性審査が行われている最中に、原子力規制委員会から貸与されていた機密文書を廃棄したことを6年間隠したままでした。、情報漏えいの可能性がないために報告の必要はないと判断していたことが明らかとなりました。審査申請をしてからも何度も点検漏れや事故を繰り返しています。このように安全管理ができない中国電力は、技術的能力を満たしていません。 ➤ 過去の改ざん、隠蔽、点検漏れの放置、転落事故、火災、規制委員会から貸与された資料をシュレッダーするなど大きな問題を抱えています。何度も繰り返しても改められない体質に、果たしてこの会社に地域住民に多大な影響をもたらす原子力発電所を運転する資格があるのかについて大いなる疑問を持っています。 ➤ 中国電力は、島根原発第2号機を運転するに際して必要とされる「技術的能力指針」「重大事故等防止技術的能力基準」に基づく「技 	<p>➤ 審査書（案）は、設置変更許可申請に対するものであり、変更しようとする発電用原子炉施設の基本的な設計方針等について確認した結果を記したものです。技術的能力の審査に当たっては、「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」（平成16年5月27日原子力安全委員会決定）に基づき、設計及び工事並びに運転及び保守について6項目に整理して、同指針への適合性について確認しています。</p> <p>引き続き、事業者からの申請を踏まえ、設計及び工事の計画並びに保安規定の変更について審査するとともに、運転段階における事業者の保安活動については、原子力規制検査を通じて監視していきます。</p> <p>また、中国電力が原子力規制庁から受領していた非公開の審査ガイドを誤廃棄していた件については、当該審査ガイドの提供に関し締結している秘密保持契約の下で、中国電力において秘密情報の適切な管理のために必要な措置が講じられることを確認していきます。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上 ➤ 同上

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

御意見の概要	考え方
<p>術的能力」を欠くと考えます。 規制委員会は、審査書 6 ページ以下において、1 組織、2 技術者の確保、3 経験、4 品質保証活動体制、5 技術者に対する教育・訓練、発電用原子炉主任技術者等の選任・配置の 6 項目にわたって、今後「定める」「確認する」「実施する」などとされるのみで、「適切なものあることを確認した。」と評価するが、その評価は結論のみで、具体的な検討内容は明らかにされておらず、適切なものであることを裏付ける根拠も一切示されず、きわめて不適切です。</p> <p>➤ 中国電力株式会社のこれまでの様々な不祥事が明らかになっていきますが、一言で事故、不祥事としてかたづけられることはすべきではありません。努力した上での不可避のミスに起因するものか、怠慢によるものか、意図的な虚偽・隠蔽だったのかを精査すべきだと思います。意図的な虚偽・隠蔽を繰り返す企業に任せて良い事業だとは考えません。</p> <p>➤ 原発稼働に必要な資格と経験は本当にそうだろうか、評価ははなはだ疑わしい。技術者の経験という点では、これまで 10 年間稼働していない島根原発を十分な経験もない技術者が運転に関わり、トラブル対応をしていくことには大きな不安がある。</p> <p>【技術者の確保】</p> <p>➤ 「さらに、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」と記載があります。定期的に採用していることは事業者の作成した資料で確認で</p>	<p>考え方</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 審査においては、技術者の確保について、採用、教育・訓練の実績から必要な技術者が確保されていることを確認するとともに、今後とも採用、教育・訓練を通じて必要な技術者を継続的</p>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	
御意見の概要	考え方
<p>きましたが、離職者数を示していただかなければ、本当に技術者が確保できているかわからないと思います。極端に言えば、20人採用しても25人退職していれば技術者は減っていて確保できていません。</p> <p>➤ 「島根原子力発電所2号炉原子力事業者の技術的能力に関する審査指針への適合性について」技術者のうち、島根原子力発電所には、原子炉主任技術者はわずか6名、他に、第1種放射線取扱主任者は37名、第1種ボイラー・タービン主任技術者は7名、運転責任者の基準に適合するものは、わずか19名に過ぎません。</p> <p>➤ 原子力規制庁としては、業務量の増加に事業者が通常運転に関わる業務品質を維持したまま、新たな業務に対応できると思いますか？技術者の数の推移を見ていると、直近では若干減っていますが本当に対応できるのでしょうか？仮に2号機が再稼働した場合、3号機も控えています人員確保ができるのでしょうか。</p> <p>【品質保証活動体制】</p> <p>➤ 検証・確認の対象が品質「保証」となっていることが国内外の動向からの決定的な遅れを表わしている。産業界ではISO9001に代表される「品質マネジメントシステム(QMS)」を最上位に据えて、かつマネジメントシステム自身の継続的な改善を求めている(代表的なツールがPDCAサイクル)。品質管理(QC)、品質保証(QA)等の活動はQMSの一環としてマネジメントの対象となるべきものである。現状の「品質保証活動体制」を「品質マネジメント体制」へと変換を行ない、社内QM体制の全面的な見直し、組み立てと、それに見合っ</p>	<p>に確保する方針であることを確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上 なお、3号機における技術者の確保については、島根原子力発電所3号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書の審査において確認していくこととなります。</p> <p>➤ 技術的能力の審査に当たっては、「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」(平成16年5月27日原子力安全委員会決定)への適合性について確認しています。御指摘の「品質保証」については、同指針の用語であり、本審査書(案)でも当該用語を用いていますが、審査においては、同指針に対し申請者が、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」に基づき、品質マネジメントシステム(QMS)を構築していることを確認しています。</p>

II 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力

御意見の概要	考え方
<p>た ISO 基準を始めとする国際基準に合致した QM 関連文書の改定・整備が必要である。</p> <p>併せて「環境マネジメントシステム (ISO14001)」「情報セキュリティマネジメントシステム (ISO27001)」の確立を行うことで企業体としての最低限の体制を築くべきである。</p> <p>【技術者に対する教育・訓練】</p> <p>➤ 教育・研修も不十分で、危険な原子炉を設置・運転しているという危機意識も乏しく、誠実性・真摯性を欠如しており、到底、技術的能力を有しているとは言えません。</p>	<p>➤ 審査においては、技術者に対して、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟、原子力安全の達成に必要な技術的能力の維持・向上のための教育及び訓練を行う方針を確認しています。また、訓練の具体的な方針については、保安規定変更に係る審査において確認していきます。</p>

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【基準地震動の策定】</p> <p>➤ 基準地震動が過小評価になっているおそれがあり、最大水平加速度を少なくとも国内原発での既往最大記録値である 1700 ガルにすることを求める。その理由は次のとおりである。</p> <p>地震学者の石橋克彦・神戸大学名誉教授は、「現在の地震科学では将来が正確に予測できると思うほうが余程「非科学的」なのである。」「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」に関して、「本質的に不可知であることを考えれば、日本全国の原発において、基準地震動の最大加速度は少なくとも既往最大の 1700 ガルにすべきである。私たちの地震現象の理解がまだ不十分であることを謙虚に受け止め、原発に求められる最大限の安全性を追求すべきである。」と指摘している。なお、この 1700 ガルの値は、中越沖地震(2007 年)の際に柏崎刈羽原発 1 号機地下の岩盤での揺れ（基準地震動と比較可能なもの）の最大加速度が 1699 ガルだったことが、原子炉建屋最下層の地震観測記録から東京電力によって推計されたことに基づいている。</p> <p>今般、中国電力が島根 2 号炉用に策定して規制委員会が容認した基準地震動の最大水平加速度は Ss-F2 で 777 ガルであり、1700 ガルより過小になっている。</p> <p>深刻な事態を招く「原発震災」について福島第一原発事故の発生以前から警鐘を鳴らしてこられた石橋氏の提言を真摯に受け止めるべきである。</p> <p>➤ 基準地震動については、最大水平方向加速度を少なくとも国内原発での既往最大記録値である 1700 ガルとして再評価すべきである。理由は下記の通り地震については、いつ、どこに、どの程度の大きさの地震が来るかは予知予測が出来ないので、耐震基準を</p>	<p>➤ 新規制基準は、地震動に影響を及ぼす震源、地質構造、伝播特性等は敷地ごとに異なるため、過去にいずれかの地点で観測された最大の地震動を全ての発電所に対して一律の地震動として適用するのではなく、発電所ごとに評価することを要求しています。また、敷地の地下構造を踏まえ、ほぼ水平で相当な拡がりを持って想定される硬質地盤の自由表面である解放基盤表面における評価を行うことを要求しています。</p> <p>規制委員会は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」として、^{しんじ} 宍道断層による地震及び海域の F-Ⅲ断層 + F-Ⅳ断層 + F-Ⅴ断層による地震の地震動評価並びに「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、解釈別記 2 の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p>

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>改定して再評価すべきである。地震は本来、予知予測出来るのかという疑問がある。かつて日本の地震学では、「地震は予知予測できる」といわれ、気象庁にも「地震予知課」というものがあった。しかし、それは1995年の阪神・淡路大震災までであり、地震学者はその後は「地震は予知予測出来ない」と結論付けた。従って現在地震の専門家たちは「予想震源域」や「発生確率」は公表するものの、「日本列島、いつ、どこで巨大地震が発生しても不思議ではない」と必ず付け加える状態である。このように、地震については、いつ、どこで、どの程度の大きさの地震が来るのかについては、確立されていないのである。</p> <ul style="list-style-type: none">➤ 原発の持つ潜在的な事故リスクの大きさからすれば、基準地震動は、その原発において、これ以上の大きさの地震はあり得ないという規模に設定されるべきである。しかし、中国電力による基準地震動の設定は、過去に発生した地震の事例などから、現在、確認されている活断層などから、想定される平均的な地震の規模にとどまっている。これでは安全は担保されない。少なくとも、最大水平加速度を国内原発での既往最大記録値である1700ガルにするべきである。➤ 地震想定及び基準地震動などについて記載されているが、結論としては基準地震動は最大820ガル「基準地震動 Ss-D（最大加速度：水平方向 820cm/s^2、鉛直方向 547cm/s^2）」とされている。これは、今までに規制基準適合性審査により審査された原発の中でも小さい。➤ 基準地震動820ガルはあまりに小さすぎる。4つのプレートがぶつかる日本列島に54基の原発があることが間違いである。地震学者石橋克彦さんの指摘をしっかり受けとめるべきである。2019	

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>年にも「内陸地震に対する原子力発電所の安全性は確保されていない」と書いている。（岩波科学 2019 年 8 月）。地震想定は最低でも既往最大の解放基盤表面で 2000 ガルを想定すべきである。</p> <p>➤ 地震動審査ガイドには、「震源モデルの長さ又は面積、あるいは1回の活動による変位量と地震規模を関連づける経験式を用いて地震規模を設定する場合には、経験式の適用範囲が十分に検討されていることを確認する。その際、経験式は平均値としての地震規模を与えるものであることから、経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある。」と定められている。しかし、中国電力はばらつきの考慮を一切行っていない。審査はやり直すべきである。島根原発についての審査会合（2021 年 3 月 26 日）で中国電力から出された資料 5-1 に基づくと、宍道断層の断層モデルによる S_s—F2H で最大加速度は 777 ガルになっている。この断層モデルにばらつきを考慮して1標準偏差を上乗せすると地震モーメントは 2.41 倍となり、短周期レベルは 1.34 倍になる。不確かさとして短周期レベル 1.5 倍を現行と同じように採用すると、加速度は 777 ガルの 1.34 倍となり、1041 ガルとなる。さらに、標準偏差の 2 倍を考慮すれば、1395 ガルになる。この値は、現行の最大加速度 820 ガルを上回る。基準地震動は過小評価であり、ばらつきを考慮して審査をやり直すべきである。このまま、審査を合格させるようなことがあれば、12 月 4 日大阪地裁が関電大飯 3・4 号炉の設置許可取り消しの判決を下したように、規制委の調査・審議の過程に看過しがたい過誤・欠落があることになる。</p> <p>➤ 審査書案には、地震動審査ガイド I.3.2.3(2) で定めている経験</p>	<p>➤ 令和 2 年度第 45 回規制委員会（令和 2 年 12 月 16 日）において、「基準地震動の策定に係る審査について」を決定し、その中で御意見の観測データのばらつきについて、以下のとおり見解をまとめています。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・内陸地殻内地震の地震動評価で一般的に用いられている経験式は、入倉・三宅式である。同式は、震源断層面積と地震モーメントとの関係を一意的に示す経験式であり、強震動予測レシピ（※¹）を構成する関係式の一つである。強震動予測レシピを用いて地震動評価を行う場合には、強震動予測レシピに示された関係式及び手順に基づいて行っていることを審査で確認している。また、その際、強震動予測レシピに示されていない方法をとる場合には、その方法に十分な科学的根拠を要する。 ・審査では、入倉・三宅式を用いて地震モーメントを計算する際、式の基となった観測データのばらつきを反映して計算結果に数値を上乗せする方法は用いていない。このような方法は、強震動予測レシピで示された方法ではなく、かつこのような方法の科学的根拠を承知していないからである。 <p>規制委員会は、島根原子力発電所 2 号炉の基準地震動の審査においても、強震動予測レシピに示された関係式及び手順に基づいて</p>

（※¹） 震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）（地震調査推進本部 地震調査委員会）

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>式が有するばらつきの考慮を行わなかった根拠、つまり地震動審査ガイドを無視した根拠が全く書かれていない。地震動審査ガイドのI.1.1にあるように、地震動審査ガイドは、設置許可基準規則の解釈の趣旨を十分に踏まえ、基準地震動の妥当性を厳格に確認するために活用することを目的とするものである。地震動審査ガイドを無視することは、基準地震動の妥当性の確認が厳格に行われていない、つまり、基準地震動の妥当性の確認に過誤・欠落があるということの意味する。地震動審査ガイドの3.附則に「本ガイドに記載されている手法等以外の手法等であっても、その妥当性が適切に示された場合には、その手法等を用いることは妨げない」とあるが、その妥当性は何ら示されていない。「各種の不確かさを十分に考慮して」と書いているだけである。短周期レベルの不確かさと破壊開始点の不確かさの重畳に加え、地震動審査ガイドI.3.2.3(2)が定める経験式が有するばらつきも重畳させるべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 最近の地震から見てみると 1872 年浜田地震 M7.0、2018 年島根県西部地震 M6.1、最大加速度では、2016 年鳥取県中部地震 M6.6 で 1494 ガル、2000 年鳥取県西部地震で M7.3 で 1142 ガル、柏崎刈羽原発をおそった 2007 年の新潟県中越沖地震は M6.8 で 1018 ガルになっている。これだけでみても、到底 820 ガルで良しと、することはできない。 ➤ 一関で 4000 ガルを経験している。 	<p>地震動評価が行われていることを確認し、基準地震動が、地震動評価に大きな影響を与えると考えられる不確かさを考慮して適切に策定されていることを、地震学及び地震工学的見地に基づく総合的な観点から確認し、妥当であると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 震源が同じであっても、地震動の大きさは、地層の硬さによって変わり、軟らかい地層では地震動は大きくなります。一般に地表付近は地中の岩盤に比べると軟らかく、地震波が硬い岩盤から急に軟らかい岩盤に伝わることや地表までに屈折や反射などにより干渉することで、地震動が大きくなることがあります。以上のことから、同じ震源による地震動であっても、観測される場所における地下の構造の違いによって地震動の大きさは異なります。基準地震動の策定に当たっては、敷地ごとにその地下構造を踏まえた評価を行うことを要求しています。その評価は、せん断波速度（以下「S波速度」という。）がおおむね 700m/s 以上の硬質地

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 日本は地震大国である。2000年以降、地震が大型化しており、基準地震動が1000ガルを超える地震も珍しくない。2016年に起きた鳥取県中部地震では1494ガルであり、島根原発2号機の基準地震動820ガルを大きく超えている。ある住宅メーカーは基準地震動を5115ガルとしており、一般住宅より安全性の低い原発など考えられない。このことだけをとってみても、原発を稼働させることなどできないことが明白である。</p> <p>➤ 基準値震動が最大820ガルとされているが、2000年以降700ガル</p>	<p>盤の自由表面（仮想面：解放基盤表面）において実施することを要求しています。例えば、今回の島根原子力発電所では、標高-10mの位置に解放基盤表面を設定しています。</p> <p>御意見にある2016年鳥取県中部地震、2000年鳥取県西部地震、2007年新潟県中越沖地震及び2008年岩手・宮城内陸地震で観測された最大加速度の記録は、S波速度が700m/sを下回る軟らかい地盤の地表で観測されたものであり、基準地震動における最大加速度とは比較できません。</p> <p>さらに、2008年岩手・宮城内陸地震による一関西観測点での地表記録(4,022ガル)は、水平動に比べ上下動が大きく、その要因として、地震観測小屋のロッキング振動や上向きに大きく揺れる非対称な片触れ現象（トランポリン効果）があったとの研究報告（Aoi et al. (2008)、青井(2009)）があります。したがって、御意見にある2008年岩手・宮城内陸地震による一関西の観測記録については、特殊な効果が含まれていることから、基準地震動における最大加速度とは比較できません。</p> <p>➤ 基準地震動は、原子力施設において安全上重要な施設の耐震安全性を確保する上で基準となる地震動であり、御意見の一般の住宅などの家屋に関し言及される地震動とは、その意義や内容が全く異なるので、両者の数値は比較できません。原子力施設の安全上重要な施設については、建築基準法で一般建築物に要求されている静的地震力に対して3倍の地震力を用いる等、一般建築物への要求を大幅に超える厳しい条件で耐震設計をすることを求めており、その際、基準地震動は、その地震動による地震力が加わっ</p>

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>以上の地震は31回、1000ガル以上の地震は18回起きている。島根原子力発電所2号炉は三井ホームなどのプレハブ住宅(3000から5000ガル)の耐震基準よりはるかに低いことが懸念される。</p> <p>➤ 応答スペクトルに基づく手法による地震動・基準地震動 Ss-D (最大加速度: 水平方向 820cm/s² 鉛直方向 547cm/s²) が想定しうる最大の基準地震動。震度7以上の地震が起こらないと誰が言い切れるだろうか。果たして基準地震動の範囲で収まる蓋然性はどれくらいであろうか。また、確実に当該地震動以上が起こらないと言い切れるだろうか。いくら科学的にもっともらしい論理的な帰結をもってきたとしても、誰もそれが正しいとは言いきれない。単にもっともらしいだけである。まして、民間の耐震住宅よりも低い基準地震動で「もっともらしく」科学的に論じたところで実際に想定外の事故が起こらないと言い切れるだろうか。</p> <p>➤ 民間住宅の耐震性能より劣る日本の原発建屋の耐震性能は今や明白になっている。</p> <p>➤ 残余のリスクに基づき常に保守的評価をしなければならない。2006年の改定耐震指針において、「策定された地震動を上回る地震動が生起することは否定できず、その影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、或はそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすこと」のリスク（「残余のリスク」と命名された）が明記され認められ</p>	<p>た際に原子力施設の安全上重要な施設の安全機能が保持できるかどうかを確認するための役割を担っています。</p> <p>基準地震動は、硬質地盤である解放基盤表面における地震動として策定されます。これに対し、御意見のような一般の住宅などについて言及される地震動は、それよりも軟らかい表層地盤の揺れの大きさを示すものと考えられます。震源が同じであっても、地震動の大きさは地層の硬さによって変わり、軟らかい地層では地震動が大きくなります。一般に地表付近は地中の岩盤に比べると軟らかく、地震波が硬い岩盤から急に軟らかい岩盤に伝わることや地表までに屈折や反射などにより干渉することで、地震動が大きくなる場合があります。</p> <p>耐震設計においては、このような地震動の特性や増幅についても考慮に入れた上で、種々の施設や設備の耐震性の評価を行っています。基準地震動は、このような耐震設計の基礎となるものです。なお、御意見にある2016年鳥取県中部地震で観測された最大加速度の記録は、S波速度が700m/sを下回る軟らかい地盤の地表で観測されたものであり、基準地震動における最大加速度とは比較できません。</p> <p>➤ 基準地震動は想定外の事象を可能な限り少なくする手法で保守的に評価することを求めています。具体的には、地震動の評価に当たっては、不確かさの考慮を求めるとともに、「震源を特定せず策定する地震動」として、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震を評価することを求めています。基準地震動を超えるような地震が発生する可能性は否定できませんが、</p>

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>た（但し、規制基準への導入は見送られ、事業者の努力目標にとどまり、当然の事ながら事業者は定量的な評価すらしていない、公表していない。）。しかも福島事故後の新規制基準では「極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与える恐れがある地震動（基準地震動）」しか明記がなく、「残余のリスク」は削除されている。事業者は残余のリスクに一顧だにする必要が無くなった。これは全面後退・退却を意味する。これでは否定することの出来ないものと一度認識されたレベルの巨大地震は検討・審査対象外となり、「原発の安全性」は確保できない。依って、常に保守的評価をしなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 観測強化地域に指定されるような、地震空白域に原発を建てる時点で不合理である。地震のような破壊現象を予測可能であると想定する事自体が非科学的である。 ➤ 近隣の過去、将来起こるであろう地震の基準地震動で行われていないことが推測される。もう一度、起こりうる最大基準地震動を設定し、再計算して原子炉が耐えられるかの検討をするべきである。 ➤ 近年起きている地震の揺れを見れば、当該原発の耐震性能を上回る地震が多発している。 ➤ 島根原発では記録の残る地震は太平洋側よりも更に少ない上、近年になって特に活動性に变化がある海域でもあり、過去の想定にとらわれず、十分余裕のある対策が求められる。 ➤ 断層面積の過小評価による地震動の切り下げの作為も同様で滑稽でもある。断層の長さや深さを過小評価した基準地震動など噴飯もので再稼働の為なら何でもやらかす非合理非安全文化の極 	<p>上記で策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するのか確認しています。このように設置許可基準規則の解釈及び地震ガイドでは、「残余のリスク」との用語は使われていませんが、旧原子力安全委員会が定義した「残余のリスク」の考え方を継承しており、申請者に対し、地震動の超過確率を適切に参照するよう求めています。</p> <p>その上で、基準地震動を超える地震による施設の大規模な損傷が発生した場合における重大事故の緩和などに対し、適切な措置を整備することを確認しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 規制委員会は、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、解釈別記2の規定に適合しており、妥当であると判断しています。

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>みである。合理的安全文化を体現する審査をやり直すべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 基準地震動が最大 820 ガルというのは、現実に頻発している地震から考えてもお粗末である。地域住民の生命や生活に致命的な影響を与える施設においては既往最大を考慮すべき原発のような施設に対して、あまりに甘すぎる想定で、とても 2011 年 3 月 11 日の福島第一原発事故の経験を踏まえているとは言えない。 ➤ 熊本地震や中越沖地震から学び、最悪の状況を想定しているとは言えない。 ➤ ばらつきを考慮したとしてもその評価値を、直近の地震は観測された実際の数値は大きく上回っている。運転を停止させるため審査をやり直すべきである。 ➤ 基準地震動を 820 ガルで良しと、することはできないと考える。何故 820 ガルにしたかと考えてみる。私は小型の火力発電所のプラント設計を担っていたことがある。その時、設計変更があつてどれだけの最大数値でもつか検討した時に、安全係数をぎりぎりにして対応できるとの修正計算で可能との結論を出したりする。つまり島根 2 号機の基準地震動が再計算され、その可能ぎりぎりの数値が 820 ガルだったのだと結論することができる。 <p>【震源として考慮する活断層について】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 島根原発から南約 2km の距離にある「宍道断層」は、島根原発建設当時は「ない」とされていたが、8、10、22、25km となり、延びて 39km となった。この評価をなぜ了解したのか。 ➤ 中国電力は基準地震動の想定に宍道断層を用いて評価しているが、設計時には活断層と認めていなくて建設・運転開始している 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 規制委員会は、基準地震動の策定に用いる「震源として考慮する活断層」の評価について、調査地域の地形・地質条件に応じて適切な手法、範囲及び密度で調査した結果を総合的に評価し、活断層の位置、形状、活動性等が明らかになっていることを確認しています。

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>ので、基本設計がもともと充分対応できていない上に、現時点で39kmとしている評価が正しいとの保障がない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 断層の評価は本当にそうだろうか、評価ははなはだ疑わしい。宍道断層については、敷地に近いということ、39kmにもわたっていること、活断層の評価が不確かであることを考慮すると、リスクが低いわけではない。 ➤ 原子力発電所の近くにあってはならない「断層」が、当初の想定より、どんどん東に延長している。「現時点で今以上に東に断層がある証拠が見いだせていない」ことと、「今以上は東に断層はない」ことは同じではない。断層を見いだす技術力の限界の議論が不足している。 ➤ 島根原発2号機設置許可は、多くの地質学者や地域住民が指摘していたにも関わらず、中国電力の主張する「敷地周辺には将来地震を起こす活断層は存在しない」との前提で行われて運転してきており、現在は39kmとの評価に至った。信頼性が乏しい。 	<p>御意見の宍道断層の評価については、規制委員会は、以下のとおり最新の科学的・技術的知見を踏まえて行われていることから、妥当であると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 宍道断層の西端については、古浦から女島付近において後期更新世以降の断層活動を示唆する地質構造は認められないが、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあることを考慮し、精度や信頼性の高い調査により宍道断層の延長部に対応する断層が認められないことを確認している女島が西端として設定されていること。 ・ 東端については、美保湾における音波探査の結果では後期更新世以降の断層活動は認められないものの、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあること等を考慮し、地蔵崎より東の美保湾の東側の海域において、精度や信頼性の高い音波探査によって後期更新世以降の断層活動が認められないこと及び地震調査研究推進本部（2016）が示す活断層の可能性のある構造より東側で明瞭な重力異常が認められなくなることを確認している位置の美保関町東方沖合い（No. 3.5 測線）が東端として設定されていること。 ・ 以上の結果、各種文献が示す活断層の端部よりも更に西側及び東側に西端及び東端が設定されたことにより、宍道断層の長さを約39kmとしていること。

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 中国電力は、「宍道断層で認められる明瞭な重力異常は鳥取沖西部断層へ連続しない」としているが、「岡山地域重力図（ブーゲー異常）（産総研）」においては両断層間の重力異常は続いていることを確認することができる。また、本重力図には、この地域の重力異常の特徴として、下記が記されている。島根半島の高重力異常と中海の低重力異常は、最大で約 50 ミリガルの重力差があり、この重力異常の急変帯は東北東-西南西の方向に本重力図の図郭を超えて延伸している。この重力異常は基盤の昇降運動によって形成された地殻構造に起因していると思われ、宍道褶曲と褶曲にほぼ平行する宍道断層、大社衝上断層と調和的である。上述のとおり、「この重力異常の急変帯は本重力図の図郭を超えて延伸している」のであり、中国電力が言う「美保関東方沖において、明瞭な重力異常は認められない」というのは根拠がないと考える。したがって、両断層の連動を評価すべきである。</p> <p>➤ 宍道断層の長さについては、39km で評価された。しかし、この断層の東端から約 6km 東側に鳥取県西部沖断層があり、そこのつながりが問題になっている。そのつながりをどのように評価されているのか疑問がある。その間は 6km しか離れていない。連動するとして評価すべきであり、基準地震動は少なすぎる。</p> <p>➤ 多くの地質学者が指摘するように、最低限鳥取沖西部断層への連動についても安全側に立った評価をすべきである。</p> <p>➤ 宍道断層と鳥取沖西部断層は連動しないとの評価は疑問 『鳥取沖西部断層と鳥取沖東部断層の連動評価』との評価観点が統一していないので、違和感を覚える。 新第三紀の地層にある「鳥取沖の断層」は、宍道断層、鳥取沖西部断層、鳥取沖東部断層と地図上では重なる、長い一本の古い</p>	<p>➤ 規制委員会は、宍道断層東端部と鳥取沖西部断層との間について、以下のとおり、後期更新世以降の活動を示す構造が連続せず、また、いずれの調査結果も両断層が連動して活動したことを示唆するものではないことから、両断層が連動して活動するものではないと判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・音波探査の結果から後期更新世以降の断層活動は認められないこと。 ・海底下にある地層のうち D2 層（中新統）上面の高まりとその高まりの南縁に後期更新世以降の活動は認められない断層が分布しこれらの構造を横断する断層は確認されないこと。 ・速度構造断面図からも断層活動を示唆する速度構造の不連続は認められないこと。 ・宍道断層で認められる明瞭な重力異常は鳥取沖西部断層へ連続しないこと。 <p>また、重力異常が東方の鳥取沖にも連続するとの御意見については、鳥取沖では鳥取沖西部断層及び鳥取沖東部断層付近を境に北側が高重力域、南側が低重力域となるやや不明瞭な重力異常が認められるものの、宍道断層東端と鳥取沖西部断層との間（美保関町東方沖合い）には明瞭な重力異常は認められないことから、上記のとおり宍道断層から鳥取沖まで明瞭な重力異常が続くものではありません。さらに、この明瞭な重力異常が途切れる宍道断層東端と鳥取沖西部断層との間（美保関町東方沖合い）には、上記のとおり音波探査により後期更新世以降の活動を示す構造が連続しないこと等が確認されています。これらのことを踏まえれば、鳥取沖にやや不明瞭な重力異常があることを考慮しても、宍道断層と鳥取沖西部断層との間の区間（約 6km）を越えて、両断層が連</p>

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>地層の断層である。その上部の後期更新世の地層に三つの活断層があるということは、震源を共有しているということではないか。震源を共有している断層の連動性の評価が違うことは納得がいかない。</p> <p>島根原子力発電所 敷地周辺海域の活断層評価(平成 27 年 11 月 20 日、中国電力株式会社提出)では、鳥取沖西部断層と鳥取沖東部断層との関係について「両断層の離隔区間に活断層は認められないことから、連動性の可能性は低いと考えられるが、日本海における大規模地震に関する調査検討会報告書では、鳥取沖西部断層と鳥取沖東部断層が同時に破壊するとしてグルーピングされていることを踏まえ、鳥取沖西部断層及び鳥取沖東部断層の連動を考慮した場合の最大約 98km を評価長さとする」としている。</p> <p>震源を共有しながら離隔している活断層が、東方の活断層は連動するが、西方の活断層は連動しない、という評価は納得しかねる。</p> <p>「宍道断層と鳥取沖西部断層との連動性の評価と関連する基準地震動評価については、再考し、記述の修正を求める。</p> <p>➤ 中国電力が島根原発を最初に建設した時は、宍道断層を見つけることができなかった。その後の調査により、22km まで延びたが、今回の審査によりさらに 39km まで延びた。この宍道断層の東には、鳥取沖西部断層が続いている。おそらく、研究を進めれば、より延長の可能性はある。2016 年の熊本地震のように連動型の地震が起きる可能性はゼロではない。本来の委員会の役割を考え、国民の未来に影を落とすような審査書案は撤回すべき。</p> <p>➤ この地震国日本での驚愕の事実を説明する典型例が島根原発設置時の直近断層無視や断層切り刻みの積み重ねにある。宍道断層の発見と成長の歴史である。原発稼働の為、ある断層を無いもの</p>	<p>動して活動することを考慮する必要はないと考えます。</p>

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>とし、あると認めても地震動を下げる為短く短く切り刻んで連動さえ認めなかった歴史がある。今度は再稼働の為確認済みの主要断層の連結を絶対に認めようとしないう審査が平然と行われた。未確認活断層は海洋部でも当然に予想され宍道断層から鳥取沖西部断層に連なる海洋断層の連なりはあり得る。</p> <p>➤ 島根原発直下には140kmもの巨大活断層が走っている。</p> <p>【「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について】</p> <p>➤ 「地震による損傷の防止」で宍道断層について検討されているが、現在の科学で内陸型地震を正確に予測することは不可能である。そもそも島根半島が急峻な地形になっていること自体、断層による地殻変動の結果であり、いつ地震が発生するかは予測できないが、「いつかは地震が発生する」ことは断言できる。宍道断層が動けば地震動が生じることは避けられず、断層破壊の規模や場所によって異なる震度の上限を想定することも困難である。</p> <p>➤ 日本は、地震大国で全ての原発が稼働に適しない。特に島根原発は、宍道断層が近くに存在する。</p> <p>➤ 原発の近くには、宍道断層があり、いつ大地震が発生するか判らない。</p>	<p>➤ 敷地周辺の地質・地質構造の調査において、断層長さが140kmの活断層は確認されていません。なお、敷地近傍の宍道断層と鳥取沖西部断層及び鳥取沖東部断層が連動して活動するとの御意見であれば、上記のとおり宍道断層と鳥取沖西部断層が連動して活動することを考慮する必要はないと考えます。</p> <p>➤ 規制委員会は、宍道断層による地震については、以下のとおり各種の不確かさを十分に考慮して、地震動評価が行われており、解釈別記2の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 強震動予測レシピ、地質調査等を踏まえ、あらかじめ断層長さ及び断層幅の不確かさを考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地への影響が大きくなるようあらかじめ敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本震源モデルを設定して適切に評価を実施していること。 ・ 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの1.5倍としたケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること。また、震源が

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 「宍道断層」における地震動評価については、断層下端を申請当初の 15km からほとんど根拠のない 20km へ変更され、断層幅を大きく設定したことで、アスペリティの応力降下量が小さくなり（断層幅が地震発生層の上下端に達してほぼ一定になる「飽和断層」の場合）、地震動が過小評価される結果となっている。従って、基準地震動は過小評価であり、やり直すべきである。</p>	<p>敷地に極めて近いことを踏まえて、各種不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価した上で、地震動への影響が大きい断層傾斜角、破壊伝播速度及び短周期の地震動レベルの不確かさについて各々組み合わせることにより、さらに十分な余裕を考慮した評価を実施していること。</p> <p>➤ 断層下端深さについては、規制委員会の指摘を踏まえ、最新のデータによる敷地周辺の微小地震の発生状況（気象庁一元化データの震源鉛直分布）、中国地域の長期評価（平成 28 年 7 月）による地震発生層の下限深さ D90、2000 年鳥取県西部地震の震源モデルにおける断層幅等の各種知見を考慮して、申請時の 15km から 20km へ設定が見直されています。</p> <p>断層下端深さの見直しに伴い断層幅は申請時の 13km から 18km へと大きくなり、その結果、アスペリティの応力降下量は約 0.95 倍と若干小さくなりますが、地震動は応力降下量のみならず各種の震源断層パラメータが複合的に影響するものです。</p> <p>断層下端深さの見直しに伴い断層面積が大きくなることで、長周期の地震動レベルに影響を与える震源断層パラメータである地震モーメントは約 1.9 倍に大きくなります。また、これに伴い敷地の地震動に大きな影響を与えるアスペリティの面積は約 1.7 倍に大きくなり、短周期の地震動レベルに影響を与える震源断層パラメータである短周期レベルは約 1.2 倍に大きくなります。したがって、基準地震動は、断層幅を大きく設定したことにより過小評価にはなることはありません。</p>

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【「震源を特定せず策定する地震動」について】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 震源を特定できない地震でもマグニチュード7.3の地震が起きている上、その1つが「平成12年（2000年）鳥取県西部地震」と気象庁により命名された、2000年10月6日の地震である。この地震は、既知の地震断層を震源としておらず、いわば未知の断層活動により発生したものである。震源は鳥取県米子市南方約20kmの北緯35度16.4分、東経133度20.9分、マグニチュード7.3で地下浅部、地震震源深さは9kmであった。このような断層を全て把握することはできないので、震源を特定しない地震も想定することとされているが、その規模は余りに小さすぎる。島根原発は鳥取県西部地震の震源域にも近い。特にこのような未知の断層の影響は考慮すべきである。 ➤ 近年の地震では、活断層のないところでも地震が起きている。「ひずみ集中帯」についての研究も進んでいる。地球科学はまだ発展途上だが、少なくとも、日本のようにプレートが周辺を囲んでいるような国は、原発立地として不適格ということはわかる。 ➤ 鳥取県西部地震のような規模の地震が起きれば、原発建屋への影響がある可能性もある。 ➤ 活断層があるかもしれない。 ➤ 「震源を特定せず策定する地震動」について、平成25年以降の地震に対する最新の知見が考慮されていない。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 解釈別記2では、敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある検討用地震（内陸地殻内地震）の全てを事前に評価しうるとは言い切れないことから、全ての発電所において考慮すべき地震動として「震源を特定せず策定する地震動」についても評価を行い策定することを要求しています。 規制委員会は、本発電所についても、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して「震源を特定せず策定する地震動」を策定していることを確認し、妥当であると判断しています。 なお、御意見の2000年鳥取県西部地震については、敷地周辺で発生した地震であり、震源域と敷地及び敷地近傍とは地質学的背景等に類似性が認められることから、観測記録収集対象とし、当該地震の震源近傍で取得された地震観測記録のうち、信頼性が高く最も地震動レベルの大きい賀^か祥^{しょう}ダム（監査廊）の観測記録が採用されており、基準地震動として策定されていることを確認しています。 ➤ 規制委員会は、「震源を特定せず策定する地震動」について、以下に示す「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」（以下「解釈」という。）の一部改正を令和3年4月21日に行っていますが、島根原子力発電所2号炉については、改正前の解釈に基づき評価が行われており、前述のとおり、妥当であると判断しています。

III-1.1 基準地震動（第4条関係）

御意見の概要	考え方
	<p>解釈の一部改正の内容は、「震源を特定せず策定する地震動に関する検討チーム」が取りまとめた「標準応答スペクトル」を取り入れたもので、これは、平成12年から平成29年の18年間に発生した内陸地殻内地震の震源近傍における多数の観測記録を統計処理して作成したものです。この一部改正に伴い、改正前の解釈に基づく基準地震動の審査状況にかかわらず、改正後の解釈の施行日から設置変更許可まで3年間の経過措置期間を設けており、一部改正に伴い必要となる申請手続き等について、事業者へ通知しています。島根原子力発電所2号炉について、事業者は、今後、前記の通知に基づき、所要の対応を行う必要があります。なお、平成30年以降の地震の観測記録についても、継続して収集・分析を行っており、必要に応じて最新知見の反映を行うことにしています。</p>

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【耐震設計方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 原発の耐震性は本当にそうだろうか、評価ははなはだ疑わしい。2号機建設以来、建物自体の補強がなされていないことを考えると、耐震性が上がっているとは思えない。 ➤ 基準地震動を最大 820 ガルとしたそうですが、600 ガルで設計した原発が本当に 820 ガルに持つのかどうか疑問です。 ➤ 地震によって原発事故が起これば住民の方が命の危険に晒されます。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、地震や津波の想定を厳しくした上で、必要となる対策を求めており、審査においては、その対策の妥当性を確認しています。 耐震重要施設は基準地震動による地震力に対して、安全機能を損なうおそれがないように設計する方針であることを確認しています。なお、設置変更許可に係る審査においては、基本設計ないし基本的設計方針を確認しています。設計の詳細については、設計及び工事の計画の審査において確認します。 ➤ 同上 ➤ 同上
<p>【入力地震動の設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 中国電力は、地震の揺れに関して、原発は岩盤上に建てられているので、周辺の揺れよりも 1/3~1/2 程度、その揺れが小さくなるといっています。このことに関して、審査で議論されたのですか、また審査され「了承」されたとすれば、その根拠何ですか？ 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 御指摘の事業者の説明については承知していませんが、一般に地震動の大きさは、地層の硬さによって変わり、軟らかい地層では地震動は大きくなります。 設置変更許可に係る審査においては、原子炉建物等が岩盤上に設置されていること、入力地震動の設定方針が対象建物・構築物の地盤条件を適切に考慮する方針としていることを確認しています。設計の詳細については、設計及び工事の計画の審査において確認します。

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【耐震重要度分類の方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 設置変更許可申請書添付書類八の一部補正（2021年5月10日受理）に記載されている耐震重要度分類の第1.3-1表にはSクラスであるべき重要な設備が抜け落ちている。これは審査不十分であり、再審査を求める。抜け落ちている施設は原子炉補機冷却海水系である。この施設は、炉心から崩壊熱を除去するための施設の補助設備として位置づけられている原子炉補機冷却系（Sクラス）が機能するために必要な施設である。なお、これまで設置変更許可がなされたPWRについては、原子炉補機冷却海水系の耐震クラス分類が明記されている。 ➤ 非常用取水設備（設計基準対象施設設計）を構成する設備のうちのスクリュー室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽のいずれもがC(Ss)クラスとされていることは誤りであり、本来はCクラスでなく最上位のSクラスでなければならない。なぜならば、これらは原子炉から崩壊熱を最終ヒートシンク（海）まで輸送する上で必須の設備であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設はSクラスとすること（設置許可基準規則の解釈（別記2）第4条2の一）」に該当するからである。Cクラスとされていることは不合理である。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 御指摘のクラス別施設の表では、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」の補助設備である「当該設備の冷却系」として代表的なものが示されていますが、原子炉補機海水系についても、「当該設備の冷却系」に該当することを確認しています。 なお、設置変更許可申請書の添付書類八における重大事故等対処施設（主要設備）の設備分類には、原子炉補機海水ポンプが示され、原子炉補機海水系は設計基準対象施設としては耐震Sクラスであることが示されています。 ➤ 設置許可基準規則の解釈別記2第2項第1号において、耐震重要度分類のSクラスに分類される「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」は、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等が該当し、具体的には、直接その安全機能を有する各種ポンプ、配管等を指しています。 島根2号炉の非常用取水設備である取水槽（ストレーナ室、ポンプ室、スクリュー室及び漸拡ダクト部）、取水管及び取水口は、原子炉補機海水系統に使用する海水を取水する海水ポンプ等へ導水するための流路を構築するための構造物であり、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」には該当しません。 設置変更許可の審査において、取水槽、取水管及び取水口をCクラスに分類した上で、基準地震動に対して機能維持する方針であることを確認していることから、流路の通水性が損なわれず、Sクラス設備である海水ポンプの機能を損なわないと判断

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>▶ 耐震重要度分類については「耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス、Cクラスに設計基準対象施設を分類すること（以下「耐震重要度分類」という。）を要求している。」としている。これについては、例えば圧力バウンダリについては全て耐震クラスSである。しかし圧力バウンダリに冷却材を注入する系統が全てSクラスにはなっていない。これは安全上重大な問題である。</p> <p>福島第一原発事故の教訓を全く生かしていない。冷却材を圧力容器ないし格納容器に注入するラインについては、無条件で全てSクラスの設計とすべきであり、それが成されていないならば使用すべきではない。これらは原子炉から崩壊熱を最終ヒートシンク（海）まで輸送するための設備であり、一貫して耐震重要度は最大であるべきだ。</p> <p>また、新設ないし増強した注入ラインについては、全て実機において注入できることを実際の運転圧力及び過酷事故時想定圧力に上げて試験を行う必要がある。</p> <p>過去の過酷事故対策は全て設備を設置した後に稼働または成立性試験を経ていない。そのためラプチャーデスクから格納容器ベントラインが作動しているかどうか、未だに分らないという信じがたい問題が生じているのである。</p> <p>非常用取水設備なども全てSクラスとするべきであり、これらをCクラスとしている審査には瑕疵が有り無効である。</p>	<p>しています。</p> <p>設計の詳細については、設計及び工事の計画の審査において確認します。</p> <p>▶ 設計基準対象施設として圧力バウンダリに冷却材を注入する設備は、「原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設」に該当することからSクラスとして設計し、非常用取水設備については、これに該当しないことから、Cクラスに分類した上で、基準地震動に対して機能維持する方針であることを確認しています。</p> <p>重大事故等時に原子炉圧力容器及び原子炉格納容器へ注入する設備並びに非常用取水設備は、設計基準対象施設としての耐震クラスにかかわらず、基準地震動による地震力に対して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であることを確認しています。</p> <p>これらの設備の耐震設計等の詳細設計については、設計及び工事の計画の審査において引き続き厳格に確認していきます。また、設計及び工事の計画が認可された場合は、使用前確認において、その工事が認可された設計及び工事の計画に従って行われたものであること及びそれらの施設が技術基準規則に適合するものであることを確認します。また、保安規定において、これらの設備の機能が必要となる事故時等の条件で必要な性能が発揮できることをサーベイランスで確認することとされており、安全上の支障のない範囲で実条件での性能確認が行われることとなります。</p>

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【地下水位低下設備の設計方針】</p> <p>➤ サブドレンが福島原発や柏崎刈羽原発のように、地震により機能停止となった場合について検討すべき。</p> <p>【原子炉圧力容器スタビライザのばね定数】</p> <p>➤ 原子炉の耐震設計にとって重要な機器である圧力容器スタビライザのばね定数の数値に疑問がある。地震の際の圧力容器の揺れを吸収する圧力容器スタビライザは、1基について2個の皿ばねから構成されている。皿ばねの固有振動数、地震動との共振を避けるためにも適切に把握しなければいけない。固有振動数は、ばね定数と加わる質量によって定まる。したがって、ばね定数は耐震設計上の重要な数値である。</p> <p>●疑問点（1）スタビライザ1基のばね定数について</p> <p>スタビライザ1基のばね定数 $K1$ は、$K1 = (2 \times KS \times KR) / (KS + KR) \dots (1)$ で計算できる。ここで、KS、KR は、それぞれサラバネのばね定数、ロッドのばね定数である。</p> <p>中国電力の資料（原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（第845回）資料）の数値を式(1)に入れて計算すると $K1 = 2.84 \times 10^6 \text{ kN/m}$ となるが、中国電力の計算値は、上記資料によると $K1 = 2.4 \times 10^6 \text{ kN/m}$ となっている。15%以上小さい値となっており、明らかに計算が間違っている。</p> <p>●疑問点（2）ロッドのばね定数について</p>	<p>➤ 地下水位低下設備については、基準地震動に対して機能維持するとともに、揚水ポンプ等を多重化し、非常用電源から給電することで、地震等によりその機能が喪失することがないように信頼性を確保した設計とすることを確認しています。その上で、揚水ポンプの動作不能が発生した場合も想定し、可搬型ポンプを用いた復旧対策を整備することを確認しています。</p> <p>➤ 原子炉圧力容器スタビライザについては、詳細設計段階での地震応答解析モデルに用いるばね定数の算出方法を既工認の算出方法から変更するとしていることから、設置変更許可段階において同変更を踏まえたプラントの耐震設計の成立性を確認するため、ばね定数の変更前後での地震応答解析結果の傾向等を確認したものです。当該地震応答解析を含めた具体的な耐震計算結果等の詳細設計については、設計及び工事の計画の審査において引き続き厳格に確認します。</p> <p>なお、御指摘の原子炉圧力容器スタビライザ1基のばね定数に関する計算間違いについては、サラバネのばね定数の「既工認」の欄に実際の既工認で用いた数値とは異なる誤った値が記載されていた（「今回工認」の欄の値については 2.3×10^6 であり誤りはありません。）ため、申請者へ指摘し修正した資料の提出を受けています。</p> <p>また、御指摘のロッドのばね定数を既工認の値から変更した理由については、ロッドの部位ごとの直径の違いを考慮する等による算出方法の精緻化によるものです。</p>

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>ロッドのばね定数を KR、断面積を A、長さを L、ヤング率を E とすると $E=L \cdot KR/A \cdots (2)$ となる。</p> <p>ロッドの長さ L のデータを公開していないので推測するしかないが、種々の図面から $L \approx 500\text{mm}$ と推定できる。ロッド断面積は、ロッド直径は 100mm であるが、ねじ部分を考慮して、直径は 93.505mm として計算すると、$E=270\text{GPa}$ となる。ロッドの材料はニッケル・クロム・モリブデン鋼の SNCM8（新 JIS では SNCM439）であるから、常温でのヤング率 E は 206GPa 程度でなければいけない。さらに、運転時の温度 302°C では、$E=193\text{GPa}$ となるはずだ。270GPa は大きすぎる。長さの推測に大きな誤りがなければ、$KR=3.7 \times 10^6 \text{kN/m}$ の値が大きすぎる可能性がある。</p> <p>さらに、中国電力は上記資料の「既工認」では $KR=3.7 \times 10^6 \text{kN/m}$ としていたものを、「今回工認」では、なぜか $KR=3.3 \times 10^6 \text{kN/m}$ と 12% も減少した数値を用いている。数値変更の理由の記述がないのも問題だが、仮にこの数値を正しいとして、上記式(2)を用いて計算すると $E=241\text{GPa}$ となり、やはり大きすぎる。</p> <p>●疑問点(3) 皿ばねは非線形ばねであるが、中国電力は線形ばねとして扱っているようである。このような扱いが妥当なものかの確認が必要である。皿ばねは理論的には、荷重 W と変形量 δ の間には、3次式の関係があることがわかっている。しかし、実際は、変形量が大きくなると理論式から離脱して関係式の傾き ($dW/d\delta$) が急激に増大する。ドイツ規格などでは、変形量が 75% 以上の領域では使用してはいけないとされている。このことを確認しているのか。</p> <p>●疑問点(4) 構造上、初期締付力の2倍以上の荷重では、スタビライザーの2個の皿ばねのうち片方は機能しなくなるのではないか。そのような事態にはならないことを確認しているのか。初期締</p>	

III-1.3 耐震設計方針（第4条関係）

御意見の概要	考え方
<p>付力の2倍以上の地震荷重に対しては、ロッドが圧縮される側の皿ばねは伸びきった状態となり、ばねとしての機能を果たすことができなくなる。このため、他方のロッドに大きな引張応力が生じる可能性があるとともに、スタビライザーとしての機能を果たすことができなくなる可能性もある。左右のばねが機能することを前提に安全を認めた審査には重大な「過誤、欠落」があると思われる。</p>	

III-3. 1 基準津波（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【基準津波について】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 島根原発では記録の残る地震は太平洋側よりも更に少ない上、近年になって特に活動性に变化がある海域でもあり、過去の想定にとられず、十分余裕のある対策が求められる ➤ 基準津波にも過小評価がある。 ➤ 津波に関しても過小評価である。常に安全側に立つこと。 ➤ 海沿いであり、地震のみならず津波の危険性も高い。 <p>➤ 基準津波の設定において、歴史津波の考慮を求める。その理由は次の通りである。中国電力は、日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデルをもとにして基準津波による遡上解析を行い、敷地高さでの津波の最大高さを+11.9mとしている。この値は下記に述べる歴史津波を下回っている可能性があり、評価のやり直しを求める。</p> <p>歴史津波については、設置変更許可申請書で「万寿津波に関しては発電所の安全性に影響を及ぼすことがない」とし、審査においては「文献調査の結果、敷地周辺において、陸域及び海底での地すべり、斜面崩壊並びに火山現象による歴史津波の記録は認められなかった。」としている。しかし、島根県技術士会の平成23年度と24年度の研究報告書には、1026年の万寿津波で20mを超え</p>	<p>➤ 解釈別記3は、基準津波について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求しています。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求しています。</p> <p>規制委員会は、地震に伴う津波及び地震以外の要因による津波による津波評価の内容について審査した結果、本申請による基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、策定されていることを確認し、解釈別記3の規定に適合しており、妥当であると判断しています。</p> <p>➤ 規制委員会は、1026年の^{まんじゅ}万寿津波については、歴史記録における津波の影響範囲を考慮すると、島根原子力発電所の地点には影響がなかったと判断しています。また、御意見にある20m等の痕跡高については、科学的・技術的に根拠が明確になっていないものが多く、信頼性は低いと考えています。御意見の平成23年度島根県技術士会による研究報告の一報告では、1026年の万寿津波に関する各種の歴史記録を収集・分析し、島根県益田地域における^{ますだ}伝承に基づく津波高さとして20mを超える高さが示されているものの、「書誌学的考察から導かれた津波到達地点・遡上高に比べ、発掘調査で得られた知見に基づく津波の規模は海岸線から2km程度</p>

III-3. 1 基準津波（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>る津波が現在の島根県益田市周辺を襲ったと記載されている。そこに記載されている文献記録の信頼性が高いものであれば、海・陸プレート境界から遠い日本海沿岸西南部においても高さ20mを超える津波が襲ったといえる。安全側に立った評価を行う観点から、原子力規制委員会は万寿津波に関して、詳細な検討を行った上で基準津波の評価を行うべきである。東電福島第一原発事故での津波は想定していなかったと、東電は繰り返し述べているが、過去には貞観津波が同じ規模で起きていたことは既に明らかとなっている。同じ過ちを繰り返さないために過去の津波をきちんと見る事が東電事故の教訓である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 審査書案の津波対策は、少なくとも過去1000年に遡り、既往最大の波高を想定すべき。島根原発の近くでは、現在の益田市一帯を襲った、1026年の万寿津波を考慮する必要がある。多くの伝承によると、波高は所によって20mないしそれ以上と推定される。想定津波高も万寿津波の精査をやらない限り万人に受け入れられるものではない。巨大海溝型津波はない日本海側の津波高は大したものではないとの思い込みは危険である。これらを記した文書は、大部分江戸時代以降のもので正確なことはわからないが、日本海側でもこの規模の津波を想定すべき。一つの有力仮説は、益田北方の対馬海盆に向けた大規模斜面崩壊が原因としている（竹本修三・京大名誉教授）。同様の斜面崩壊がこの海盆の別の場所で起きれば、島根原発立地付近で、同規模の津波が起これらと考えるべきである。再審査を求める。 ➤ 万寿津波（1026年）で、20mもの津波が、島根原発2号機のある海浜に達した可能性がある。 ➤ 万寿津波について、真剣に史料を探したのか。「ない」と結論する 	<p>の範囲と随分小規模である」とされています。さらに、平成24年度の研究報告の一報告では、「万寿」の津波について記した文献類の信ぴょう性は非常に薄いといわざるを得ないのではないかと考えている」とされています。</p> <p>また、万寿津波の発生要因については、「日本被害地震総覧」（宇佐美ほか、2013）では、「万寿津波に関して、口碑・史料に「地震」という語は見いだせない」とされており、「理科年表2021」（国立天文台編、2020）^{注）}にも万寿3年に島根県で被害地震があったとの記載もないことなどから、地震によるものかどうか要因は特定できないと規制委員会は考えています。益田沖の海底地すべりを万寿津波の発生要因とした数値シミュレーションによって津波堆積物の分布を説明できたとする研究例もあることから、念のため規制委員会は、申請者に対して、海底地すべりによる津波シミュレーションの検討を求めました。これにより、益田沖の海底地形図から地すべり地形を抽出して実施された津波シミュレーションの結果が、益田沖とは別の海域である敷地前面の北東海域で抽出した海底地すべりによる津波の評価水位と比較して小さいことを確認しています。</p> <p>さらに、万寿津波の発生要因が地震によるものか地震以外の要因によるものかにかかわらず、規制委員会は、本申請における基準津波による津波高さは、敷地周辺において、波源を限定せず収集した信頼性の高い津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていることも確認しています。</p> <p style="text-align: right;">注）「理科年表2021」（国立天文台編、2020）の被害地震年代表</p>

III-3.1 基準津波（第5条関係）

御意見の概要	考え方
前に、範囲を広げて探すべきではないか。	には、万寿年間の京都と太宰府 <small>だざいふ</small> の地震が加えられたが、「万寿津波」は加えられなかった。この年代表には、地震を原因としない津波の被害（1640、1741、1792年等）も採録されている。

III-3.2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 津波対策は本当にそうだろうか、評価ははなはだ疑わしい。</p> <p>➤ 実際には基準津波を「基準津波の遡上波による最高水位はE L 11.9 m」としているため、敷地の海拔「E L 8.5m」を考えれば「施設護岸に天端高さE L 15.0mの防波壁」では余りに余裕がなさ過ぎる。過去の文献などからもこの地域は少なくとも施設護岸に天端高さE L 20mの設備が必要と考える。</p>	<p>➤ 耐津波設計については、基準津波に対して敷地の特性に応じた津波防護対策を講じることを要求しています。審査では、津波防護対策が、規制基準に適合することを確認しています。あわせて、津波防護対策として設置する施設、設備は、地震、津波が発生した場合においても防護機能を保持できるように設計することを確認しています。</p> <p>➤ 津波高さは、海底地形や遡上域の地形等の影響を受けるため、地域や場所ごとに津波高さや遡上高さに差が生じます。設置変更許可の審査において、申請者が、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、検討対象波源を適切に選定し、各種の不確かさを十分に考慮して、基準津波を策定した上で、公的機関等による陸域及び海域の地形データを用いて、基準津波の波源からの数値解析により、防波壁前面の入力津波を設定することを確認しています。また、入力津波の設定において、地震による敷地周辺の地形変化や潮位のばらつき等も考慮して保守的な値としていることを確認しています。</p>

III-3.2 耐津波設計方針（第5条関係）

御意見の概要	考え方
	上記により設定された防波壁前面の入力津波は、EL. +11.9mであり、これに対し、EL. +8.5mの敷地前面にEL. +15.0mの高さの防波壁を設置することで、津波が敷地に遡上しない設計とすることを確認しています。

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【火山の影響について】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 「火山の影響」も重要である。中国地方には三瓶山や阿武火山群といった活火山が存在している。現在は活火山とされていない大山も含めて、過去には大規模な火砕流や火山灰降下を生じさせている。これらの火山活動も、内陸型地震と同様、正確に予測することは困難であり、具体的な被害を想定することも困難である。少なくとも、火山の影響について「少ない」とか「ない」と断言することはできず、一定のリスクを考慮せざるを得ない。そのようなリスクを冒してまで、原子炉を稼働させなければならない合理的理由がないことは、地震の場合と同様である。 ➤ 火山活動についても過小評価である。常に安全側に立つこと。 ➤ 最新の科学的知見によれば、少なくとも、中国電力の評価は、過小であり、再度、評価をやり直すべき。 ➤ 噴火による火山灰の想定は、適合性審査を通すための都合のいい数字が使われている。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 規制委員会は、審査において火山の噴火を正確に予測することを目的に実施しているではありません。島根原子力発電所2号炉の火山の影響に係る審査においては、先ず立地評価として、火砕物密度流、溶岩流等の設計対応不可能な火山事象について、原子力発電所の運用期間において、本発電所に影響を及ぼし得る地理的領域（敷地から半径160km）内の18火山については、各火山の既往最大規模を考慮しても、本発電所に影響を及ぼす可能性が十分に小さいことを確認しています。次に、設計対応可能な火山事象の影響評価では、本発電所に影響を与える可能性のある火山事象として降下火砕物（火山灰）を抽出していることを確認しています。 <p>降下火砕物の最大層厚について、申請者は、当初、文献調査の結果から鬱陵島の鬱陵隠岐テフラの2cmとしていましたが、規制委員会の指摘を踏まえた知見収集をした上で層厚の検討を実施し、敷地における最大層厚を56cmに見直しました。規制委員会は、この降下火砕物の最大層厚等については、文献調査及び地質調査結果に基づく降下火砕物の分布状況並びに不確かさを考慮した降下火砕物シミュレーションによる検討に加え、更なる保守的な検討として、三瓶山から敷地までの距離に相当する位置の降灰層厚を敷地における層厚として考慮する評価を行い、これらの評価を総合して設定されていることから、妥当であると判断しています。</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>【火山事象の影響評価について】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 降下火砕物の層厚として、三瓶山の噴火による 56cm を採用している。しかし、大山生竹規模の噴火を想定して、100cm 以上の層厚を評価すべきである。規制委員会は、関西電力の原発について大山生竹テフラ（噴出規模 11.0km³）規模を想定することを要求している。島根原発と大山との距離はおよそ 50km であり、「山元(2017)」の第 9 図によれば、大山生竹テフラの層厚が 1m を超える距離である。ところが、審査書案および中国電力の審査会合資料（令和 3 年 03 月 26 日会合資料 8-1 など）によれば、風向の統計データを用いた風向の不確かさシミュレーションの結果をもって、大山生竹の島根原発敷地内最大層厚を 44.5cm と評価している。このような評価は非科学的で不合理である。 ➤ 火山の影響に対する設計方針において、大山火山起源降下火砕堆積物の体積評価手法が過小評価されていたという指摘がある。風向きや今後の調査の進展により増大することはないか（山元孝広「大山火山噴火履歴の再検討」『地質調査研究報告』68-1、2017 年）。 ➤ 中国電力は三瓶木次テフラについて、Zhao et al. (2011) による地震波トモグラフィ解析結果から、三瓶山の地下 20km 以深に低速度層の存在が認められ、マグマ溜まりの存在が示唆されるが、この低 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 御意見の山元（2017）の知見は、大山火山起源のテフラの噴出量について等層厚線を再検討した上で、各々の噴出量を見積もったものと承知しています。 規制委員会は、山元（2017）の知見を踏まえ、京都市越畑地域での現地調査で確認した大山生竹テフラの降灰層厚及び関西電力株式会社（以下「関西電力」という。）から提出された報告徴収命令に基づく大山生竹テフラの噴出規模に係る報告書に対する原子力規制庁の評価に基づいて、大山生竹テフラの噴出規模は 11km³ 程度と見込まれること及びこの噴出規模は大山の火山事象の影響評価において想定すべき事象と認定し、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 4 3 条の 3 の 2 3 第 1 項の規定の基づく命令（いわゆるバックフィット命令）を関西電力に発出しました。 島根原子力発電所 2 号炉の審査では、大山の降下火砕物の影響評価の噴出規模として、当初、大山松江テフラの 2.19km³ を採用していましたが、上記の経緯を踏まえて大山生竹テフラの 11km³ に見直し、不確かさを考慮して敷地方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮したシミュレーションを実施していることから、規制委員会は妥当であると判断しています。 ➤ 規制委員会は、降下火砕物の影響評価において、敷地及び敷地周辺で確認された降下火砕物の噴出源である火山事象が同定でき、地球物理学的調査等の結果を踏まえて、これと同様の火

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>速度層は爆発的噴火を引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深さ約 7km より深い位置にあることを一つの根拠に、運用期間中に噴火の可能性は小さいとしている。しかし、最新の火山学の水準では、マグマ溜まりの状況から活動性を評価するという地球物理学的調査ないし地球化学的調査によっては、噴火の時期及び規模を相当前の時点で相当程度の正確さで予測することは困難であるとされており、その点に鑑みると、中国電力の判断は、科学的な根拠のないものである。火山噴火による降灰量の評価は過小評価であり、それを黙認した規制委員会の審査は不適切である。審査のやり直しを求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 三瓶木次テフラ級の噴火（噴出量約 20km³）を想定すれば、敷地には 100 cm を超える降灰が想定されることになり、中国電力の評価は過小評価であるとともに原発の安全機能を、到底、確保することができないと言わざるを得ない。火山噴火による降灰量の評価は過小評価であり、それを黙認した規制委員会の審査は不適切である。審査のやり直しを求める。 ➤ 大山倉吉テフラ級の噴火を想定すれば、大山松江テフラ噴火（噴出規模 2.19km³）の 10 倍程度となり、最大 300cm 程度の降灰を想定しなければならない。火山噴火による降灰量の評価は過小評価であり、それを黙認した規制委員会の審査は不適切である。審査のやり直しを求める。 ➤ 大山の噴火については、大山倉吉テフラ（噴出量：20km³以上）の噴火が最も大きな規模となるものの、中国電力は三瓶の噴火における三瓶木次テフラにおけるマグマ溜まりに関する同じ論拠を用いて、同クラスの噴火を否定している。これは火山学の水準から、噴火の時期及び規模を相当前の時点で相当程度の正確さで予測すること 	<p>山事象が原子力発電所の運用期間中に発生する可能性が十分に小さい場合は考慮対象から除外することは妥当であると考えています。</p> <p>島根原子力発電所 2 号炉の審査においては、降下火砕物の層厚を評価するにあたり、以下の地球物理学的調査及び活動履歴から、原子力発電所運用期間中に三瓶山で既往最大の三瓶木次テフラ規模（噴出量約 20km³）の噴火、大山で既往最大の大山倉吉テフラ規模（噴出量 20km³以上）の噴火の可能性は十分小さいと評価しています。</p> <p>[三瓶山]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Zhao et al. (2011)による地震波トモグラフィ解析結果から、三瓶山の地下 20km 以深に低速度層の存在が認められ、マグマ溜まりの存在が示唆されるが、この低速度層は爆発的噴火を引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深さ約 7km より深い位置にあること。 ・ 階段ダイヤグラムによる検討結果から、三瓶山の全活動期間のうち、活動開始から噴出規模の最も大きな三瓶木次テフラの噴出までの期間は、三瓶木次テフラの噴出から現在までの経過時間に比べ十分に長いこと。 <p>[大山]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Zhao et al. (2011)による地震波トモグラフィ解析結果から、大山の地下 20km 以深に低速度層の存在が認められ、マグマ溜まりの存在が示唆されるが、この低速度層は爆発的噴火を引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深さ約 7km より深い位置にあること。 ・ 階段ダイヤグラムによる検討結果から、大山の全活動期間の

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>は困難であり、根拠として用いるべきではない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 想定する火山の噴火規模については、三瓶木次テフラ（噴出量：約20km³）や大山倉吉テフラ（噴出量：20km³以上）は、本発電所の運用期間中に噴火が発生する可能性は十分小さいとして想定から除外しているが、現在の火山学において噴火予測は未成熟であるから、伊方原発最高裁判決が判示した万が一にも原子力災害を起こさないようにするための原子力規制においては、既知の知見における最大の噴火規模を想定すべきである。 ➤ 火山についても、中国電力の噴火想定、火山灰想定は過少評価で、安全機能の確保ができないことが考えられる。三瓶山、大山とも再評価すべきである。 ➤ 大山松江テフラが島根原発敷地内に層厚 20～35cm 降灰した事実を審査書案は認めている。風向が大山から島根原発に向かう気象条件が現実存在することは事実なのである。大山生竹規模の噴火では、原発方向にほとんど届かないと評価する理由はない。大山生竹の噴出規模は大山松江の5倍以上であるから、大山松江の層厚を基にして考えても100cmを超えることになる。大山生竹規模の噴火による降下火砕物の層厚を見直すべきである。少なくとも100cmの層厚を想定して影響評価を行うべきである。火山噴火による降灰量の評価は過小評価であり、それを黙認した規制委員会の審査は不適切である。審査のやり直しを求める。 ➤ 大山生竹テフラについて、最大層厚は44.5cmとしているが、噴出量は11km³であり、大山松江テフラの噴出量約2.19km³の5倍程度となる。敷地周辺で実施した地質調査に基づく敷地の降灰層厚を20cm～35cmの間と評価している。単純計算すれば、大山生竹テフラ 	<p>うち、活動開始から噴出規模の最も大きな大山倉吉テフラの噴出までの期間は、大山倉吉テフラの噴出から現在までの経過時間に比べ十分に長く、また、大山倉吉テフラのみが突出して噴出量が多いこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 御意見に「^{だいせんまつえ}大山松江テフラが島根原発敷地内に層厚 20～35cm 降灰した事実」とありますが、規制委員会としては、大山松江テフラについては、文献調査及び敷地周辺の地質調査に基づく等層厚線分布図で、敷地が20cm等層厚線と35cm等層厚線の間位置していることを確認しているものの、敷地内の地質調査では同テフラが確認されていないことから、審査書案にその旨を記載しています。 御意見のように、大山松江テフラは大山から敷地方向に向かって降灰域が分布しているので、降下火砕物のシミュレーションに当たっては、不確かさを考慮して敷地方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮しています。シミュレーションに用いる噴出規模としては、前述のとおり、大山倉吉テフラ以外の噴火の中で大山松江テフラを上回り最大となる大山生竹テ

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>級噴火による敷地の降灰層厚は 100cm 以上となる。少なくとも、中国電力の評価は過小であり、島根原発 2 号機の安全機能は確保できないと判断すべき。</p> <p>【降下火砕物の影響に対する設計方針】</p> <p>➤ 石油業界が起用しているタンクローリーは、数 10cm もの層厚・降灰下の状況では運行ができないため、非常ディーゼル発電機用の燃料の供給は不可能である。</p> <p>複数のメーカーに確認した結果は以下のとおりである。</p> <p>○車種によって異なるが、車両の最低地上高は約 20cm 前後であり、車両下部にはマフラー配管があることから、何とか一時的に通行ができて、DPF など高温となる部分に灰が付着する事で不具合や火災の恐れがある。</p> <p>○車両のバッテリーやその他に各電装品に灰が堆積してしまうとショートやその他不具合を誘発する恐れがある。</p> <p>○灰の堆積によってブレーキも効きづらくなる。</p> <p>○降灰により、視界が悪くなり、安全運転が困難。ワイパーを使用しても灰にガラス成分等があると、フロントガラスを傷つけ、更に視界を悪くする。</p> <p>○ドライバーの居住空間の悪化が懸念される。換気出来ないため。</p> <p>○水質汚染の影響に言及があるが、そもそも取水（淡水・海水）が出来ないことを懸念する。</p> <p>この意見は以前、問題提起したが、規制庁の回答は保安規定で定めるとしたが、審査も公開されず、どの様な保安規定を定めるのか明確にされたい。</p>	<p>フラ（噴出量 11km³）規模の噴火を考慮しています。</p> <p>このように、大山からの降下火砕物を対象とした不確かさを考慮したシミュレーションの結果、敷地における大山からの降下火砕物の最大層厚は 44.5cm となることを確認しています。</p> <p>➤ 非常用ディーゼル発電機への燃料供給については、降下火砕物の影響を受けない地下に設置された十分な容量を有する燃料貯蔵タンクから常設配管で燃料を移送することを確認しています。また、降灰時の取水性に関しては、十分な流路幅を設けることなどにより降下火砕物による影響を及ぼさないよう設計する方針であることを確認しています。</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 降下火砕物の除去等の対策にて適切な対応をとると記しているが、道路や橋が機能しないことが想定される上に新たな感染症時代に入った今、いかなる方法で除去できる人を確保するのか。</p> <p>➤ 中国電力は、降下火砕物によって空気を取り込む機構を有する設備が絶縁低下しないように、外気取入れ口にフィルタを設置するとし、同フィルタは取替や清掃が可能とする設計にするとしています。しかし、電気設備自然災害等対策会議ワーキンググループ中間報告（2014）によれば、降灰2cm程度で約10日ごとにフィルタの取り換えが必要となると想定されています。降下火砕物を56cmと評価しているが、フィルタはさらに頻繁に取り換えが必要となります。しかも、取替には数日かかると同報告は評価しています。非常用所内電源確保は困難となり重大事故になる可能性が大きいと言えます。火山灰によりフィルターは目詰まりし、非常用ディーゼル発電機が使えなくなる可能性がありますので、火山灰の影響について再評価すべきです。</p> <p>➤ 中国電力は、降下火砕物による荷重以外に対する設計方針として、降下火砕物による構造物への化学的影響（腐食）、水循環系の閉塞、</p>	<p>➤ 降下火砕物に対しては、降下火砕物の荷重や閉塞等の降下火砕物が直接及ぼす影響と発電所外で生じる外部電源喪失、発電所へのアクセス制限等の間接的影響の観点から、その除去に期待しなくとも安全施設の安全機能に影響を及ぼさない設計とすることを確認しています。その上で、長期にわたり静的荷重がかかること等を回避するため、降下火砕物の除去に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針であることを確認しています。</p> <p>なお、具体的な体制等の整備については、保安規定変更認可に係る審査において確認します。</p> <p>➤ 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機については、降下火砕物が侵入し難い設計とした上で、フィルタの設置により施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な設計とすることを確認しています。</p> <p>気中降下火砕物濃度に対する対応については、今後、保安規定変更認可に係る審査において、気中降下火砕物濃度の設定の妥当性、非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策、交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策等について確認します。</p> <p>➤ 同上</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>内部における磨耗及び化学的影響（腐食）、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞、磨耗）及び化学的影響（腐食）等によって、安全機能が損なわれないように設計するとしている。</p> <p>また、電気系及び計装制御系のうち、空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設、計測制御用電源設備、非常用所内電源設備は、絶縁低下しないように外気取入れ口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。</p> <p>さらに外気取入れ口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針は、降下火砕物を含む空気の流路となる設計対処施設については、機械的影響（閉塞、磨耗）に対して、降下火砕物が侵入し難い設計とするとともに、バグフィルタ等の設置、換気空調系の停止により、閉塞及び磨耗に対して機能が損なわれないよう設計するとしている。</p> <p>また、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取り替えまたは清掃が可能とする設計としている。</p> <p>しかし、2014年の電気設備自然災害対策会議ワーキンググループ中間報告によれば、降灰の厚さ2センチほどでフィルタの取り替えが10日ごとに必要となると想定されている。降下火砕物の評価が56センチであれば、フィルタは10日より頻繁な取り替えが必要となる。また、取り替えには数日の期間が必要だと評価されている。</p> <p>これでは非常用所内電源の確保は困難であり、火山灰によるフィルタの目詰まりも予想される。非常用ディーゼル発電機が使用不能となる恐れもあり、火山灰の影響についての再評価は必然である。</p> <p>➤ 中国電力は、降下火砕物によって空気を取り込む機構を有する設備が絶縁低下しないように、外気取入れ口にフィルタを設置するとし、同フィルタは取替や清掃が可能とする設計にするとしていま</p>	<p>➤ 同上</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>す。しかし、電気設備自然災害等対策会議ワーキンググループの中間報告（2014）によれば、降灰厚 2 cm程度で約 10 日ごとにフィルタの取り換えが必要となると想定されています。降下火砕物を 56 cmと評価しているが、フィルタはさらに頻繁に取り換えが必要となります。しかも、取替には数日かかると同報告は評価しています。非常用所内電源確保は困難となり重大事故になる可能性が大きいと言えます。火山灰によりフィルタは目詰まりし、非常用ディーゼル発電機が使えなくなる可能性がありますので、火山灰の影響について、再度、評価をやり直すべきです。</p> <p>➤ フィルタも取り替えの頻度が、2014 年の電気設備自然災害等対策会議ワーキンググループの中間報告では、降灰厚約 2 センチで約 10 日で交換という想定ですが、降下火砕物を 56 センチという評価では、フィルタの交換は非現実的です。</p> <p>➤ 「(1) 降下火砕物による荷重(静的荷重)に対する設計方針 申請者は、設計対処施設のうち降下火砕物が堆積する建物、屋外施設及び降下火砕物の影響による停止等によって、外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設(以下「波及的影響を及ぼし得る施設」という。)について、設計荷重が許容荷重に対して安全裕度を有することにより構造健全性を失わず、安全機能を損なうことのない設計方針としている。規制委員会は、申請者の設計について、設計荷重が許容荷重に対して余裕を有することにより構造健全性を失わず、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。」とされているが、中国電力の資料の堆積荷重評価結果によれば、原子炉建物の屋根スラブは、設計堆積荷重 8,938N/m²、許容堆積荷重</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 積雪に関しては、松江地方気象台における観測史上最大の月最深積雪量である 100cm を設計基準積雪量とし、これ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ています。また、自然現象の組合せとして、火山の影響と積雪及び風の組合せを考慮することを確認しており、3 つの荷重が同時に発生する場合を考慮し、施設の形状、配置等を踏まえて適切に組み合わせるとしていることを確認しています。積雪による荷重は、主荷重である火山の影響による荷重と比べて発生頻度が相対的に高い変動荷重であり、発生する荷重も小さいことから、従荷重として扱っており、建築基準法の考え方を準用して、設計基準積雪量(100cm)に平均的な積雪荷重を与えるための係数</p>

III-4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>17,200N/m²であり、許容値を超えないとしているが、その評価条件は、「※1:降下火砕物堆積量(56cm)に積雪量(35cm)を加えて設定した荷重。」とのことである。</p> <p>しかし、松江市における観測史上最大積雪は100cm(1日量で90cm)とのことである。関西電力が、大山火山灰の影響評価において、火山灰層厚+積雪を100cmと想定していることから、少なくとも本件原発においても積雪を100cmとして、荷重の評価を実施する必要がある。よって、申請者が「設計荷重が許容荷重に対して安全裕度を有することにより構造健全性を失わず、安全機能を損なうことのない設計方針としている」ことは確認がなされていないので、本件審査をやり直すよう強く求める。</p> <p>また、大山の火山灰層厚の想定44.5cmについては、別途述べた通り過小評価であり、大山松江テフラの層厚の地質調査結果(30cm)を踏まえると、大山生竹テフラ規模の噴火においては、少なくとも150cm程度を想定すべきであり、これを踏まえて100cmの積雪を考慮して荷重の評価を行うこと。</p>	<p>0.35を考慮した荷重を組み合わせるとし、これに火山の影響の荷重として想定される降下火砕物(56cm、密度1.5g/cm³(湿潤状態))による荷重を組み合わせることを確認しています。</p> <p>なお、御指摘の降下火砕物の敷地における層厚の評価に関する考え方については、【火山事象の影響評価について】に記載しています。</p>

III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>➤ その他自然現象に対する設計方針の2.降水, 6積雪について、気候変動により従来の記録を超える豪雨・豪雪が頻発している。過去の記録だけで対応できるのか。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則の解釈において、設計上想定する自然現象は、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とする旨規定しており、降水及び積雪については、過去の国内における記録も参照し、評価を行っていることを確認しています。また、過去の気象データの推移から安全施設への影響を考察し、今後も最新のデータ等を注視し、必要に応じて見直し等</p>

III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ ”数十年に一度の雨””予測不能な事象”など、様々な自然現象の動きが度々出現しています。</p> <p>➤ 自然現象の抽出について、昨今の線状降水帯による豪雨で考慮されていない。</p> <p>➤ 申請者は、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排水口及び構内排水路を設置して海域に排水するとともに浸水防止のための建物止水処置を行う設計とするとされていますが、申請書などを見ると、松江气象台で観測された過去最大の日最大1時間降水量である77.9mm/hで排水設備等を設計しているように思います。しかし、島根原子力発電所に一番近い、まさに発電所のある鹿島の観測所（アメダス）ではこれを超える102mm/hや91.0mm/hという値が過去最高記録として公表されているため、設備の設計に用いる降水量としては、松江气象台の77.9mm/hではなく、鹿島観測所の102mm/hを用いるべきではないでしょうか。既に合格した原子力発電所の中にはアメダス観測所の記録を採用している（例えば女川）場所もあることから、アメダス観測所の記録は「信頼性のある過去の記録」だと考えます。また、鹿島アメダス観測所の降水記録は、松江气象台よりも発電所に近い場所で記録されたものですから、「本発電所近隣の気象観測所で観測された」ものです。77.9mm/hでは「信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮し」とはいえず、102mm/hで安全施設の安全機能が損な</p>	<p>を実施するとしていることも確認しています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 降水量の設計基準については、関連する規格・基準類と近隣の気象官署での観測記録を比較し、より大きい値である松江地方气象台での観測史上最大の日最大1時間降水量を用いていることを確認しています。風、積雪等の他の自然現象についても同様の考え方で設計基準を設定しており、これらの長期間でのデータを有している気象官署である松江地方气象台のデータを用いることは妥当と考えています。また、構内排水設備については、設計基準である松江地方气象台における日最大1時間降雨量に加え、日本全国の日最大1時間降水量153mm/hに対しても十分に排水できることを確認しています。</p>

III-4. 2. 4 その他自然現象に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>われないようにするものであることを確認する必要があるのではないのでしょうか。</p> <p>➤ 美保関には隕石が落ちた史実がある。隕石については大きさその構成物等影響が予知不能であると思う。それらの影響についてはどのように考えるか。</p>	<p>➤ 隕石の衝突など、その発生確率が十分小さい事象については、これを想定した対策を要求していません。他方、大規模損壊（大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊）が発生した場合における体制の整備を要求しており、消火活動の実施や、炉心や格納容器の損傷を緩和するための対策を求めています。</p>

III-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 航空機などの飛来物による、原子炉の破損についての可能性はゼロではない。また、安全保障上の不測の事態の可能性もゼロとは言えない。したがって、設計上の考慮をすべきである。</p>	<p>➤ 航空機の落下（故意によるものを除く。）については、設置許可基準規則第6条第8項において、「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」に基づき、防護設計の要否について確認することを要求しており、防護設計の要否判断の基準を航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年を超えないこととしています。</p> <p>審査においては、航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はないことを確認しています。</p> <p>また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多</p>

III-4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 中国電力は、航空機の落下による防護について設計上考慮する必要はないとしていますが、航空機落下確率は低くとも、トラブルや事故によりコントロールを失い、通常の航路を外れた結果、原子炉建屋に落下する可能性を否定することはできないはずです。従って、設計上の考慮をすべきです。 ➤ 中国電力は、航空機の落下による防護について設計上考慮する必要はないとしていますが、航空機落下確率は低くとも、トラブルや事故によりコントロールを失い、通常の航路を外れた結果、原子炉建屋に落下する可能性を否定することはできないはずです。従って、設計上の考慮をすべきです。 ➤ 発電用原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他の人為事象によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要があります。中国電力は航空機事故の確率が防護設計の要否判断の基準を超えないとして、設計において、航空機の落下を防護する必要はないとしていますが、航空機落下事故は機体トラブルでコントロールできなくなるだけでなく、テロや戦時の攻撃により航空機が原子炉建屋に落下する可能性を否定することはできません。設計上航空機落下防護の考慮は必要です。 	<p>様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。</p> <p>なお、武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策が講じられます。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上

Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針（第6条関係）	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 「Ⅲ－４．２．５その他人為事象に対する設計方針」について中国電力は、航空機の落下による防護について設計上考慮する必要はないとしています。しかし、仮に、航空機落下確率は低いとしても、トラブルや事故によりコントロールを失い、通常の航路を外れた結果、原子炉建屋に落下する可能性を否定することはできない筈です。従って、再度、評価し直し、設計上の考慮をすべきです。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 人為事象についても危険がつきまとう。昭和時代の終わりだったか、伊方原発から 800m ほどの地点へ米軍ヘリが墜落した。ふだんでも好き勝手に日本上空を飛ぶ米軍が有事ともなれば正規ルート飛行を守るわけありません。沖縄上空も関東上空も”日本領空”ではありませんしね。</p>	<p>➤ 同上</p>

Ⅲ-4.3 自然現象の組合せ（第6条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 自然現象の組合わせについて、地震・津波・火山噴火が重なった場合のシュミレーションが不明。さらにミサイル攻撃などの人為事象が加わるとどうなのか。</p> <p>➤ 「中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号（技術的能力に係るもの）、第3号及び第4号関連（案）」の117ページの下から4行目に「また、1から3まで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、「地滑り・土石流及び風（台風）」及び「火山の影響、風（台風）及び積雪の組合せ」が抽出され、」とあります。</p> <p>しかし、中国電力との2020年8月27日の審査会合における資料3-8の111ページの第6-6表には「地滑りと風」、「火山の影響と風、積雪」以外にも「地震と風」、「地震と積雪」、「津波と風」、「津波と積雪」の4つの組み合わせも考慮するとなっています。</p> <p>（案）の117ページにおいて、自然現象の組み合わせとして、「地震と風」、「地震と積雪」、「津波と風」及び「津波と積雪」の4つも追記すべきではないでしょうか？</p>	<p>➤ 審査においては、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ています。</p> <p>具体的には、地震又は津波と火山の組合せについては、震源又は波源と火山の間に十分な距離があることから独立事象として扱い、各々の発生頻度が十分小さいことから、組合せを考慮する必要はないことを確認しています。</p> <p>なお、武力攻撃事態に対しては、武力攻撃事態対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策が講じられます。</p> <p>➤ 審査においては、自然現象の組合せについては、網羅的に検討し、安全施設に与える影響を踏まえて抽出した上で、「地震と風」、「地震と積雪」、「津波と風」、「津波と積雪」の4つの組み合わせも考慮していることを確認しています。これらの組合せの考慮については、審査書の「Ⅲ-1.3 耐震設計方針」及び「Ⅲ-3.2 耐津波設計方針」に記載しています。</p>

III-5 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ サイバーテロ対策が不十分である サイバーテロ対策として、第3項にて「情報システム」を対象とするとしており、「制御システム」侵入への対処が欠落している。基本的な認識ならびに理解不足と言える。情報システムへの侵入と異なり、制御系への侵入は設備の安全操業に直接関わる深刻な事態を引き起こす可能性がある。脆弱性の検討と防護への対処が必要である。また、対策として「外部からのアクセスを遮断する設計を行う」とあるが、システムのメンテナンスや外部との情報のやり取りをする際にはUSBなどのリムーバルメディアに頼らざるをえず、そこにセキュリティ上の弱点が生じる。また、内部同調者の存在、買収や脅迫による従業員の加担、外部社会での個人PC感染、リムーバルメディアの盗難、すり替え、紛失など Air Gap を超えた悪意をもったウィルスの感染の機会が多々ある。原子力設備をサイバー攻撃から完全に守ることは不可能と言える。</p>	<p>➤ 本審査においては、発電用原子炉施設への不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止するための設備を設ける方針であること及び安全保護回路の不正アクセス行為等による被害を防止できるよう設計する方針であることを確認しています。また、核物質防護対策として、発電用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については、外部からのアクセスの遮断及び情報システムに対する妨害行為又は破壊行為が行われるおそれがある場合又は行われた場合に迅速かつ確実に対応できるようにするための計画の作成が規制要求されており、核物質防護規定に係る審査及び検査においてその内容を確認しています。</p>

III-6 火災による損傷の防止（第8条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ ケーブルの耐久性について…福島第一原発では、ケーブルを雑草が貫通して破損に至ることが頻発しましたが、難燃性は明記されていても、水や雑草等に触れての腐食や破損を防ぐようなケーブルの強度が評価されていないと思います。「何事もなければ」雑草に触れるようなことはないと思うかもしれませんが、事故の時にはそれは通用しないと思います。</p>	<p>➤ 安全上重要な施設に用いられるケーブルについては、内部火災の審査において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難燃ケーブルを使用すること、内部溢水の審査において浸水課電試験等により健全性を確認していることを確認するとともに、設計基準事故時や重大事故等時に想定される環境条件に対して必要な機能が発揮できるよう耐環境性を有する設計とする方針であることを確認しています。</p>

III-10 安全施設（第12条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 「差圧式水位検出器」は、スクラムをかける等の緊急で「いざ！」と言うべき時に、4~5mも高く誤表示するという欠陥をもっており、非常用を含めて、炉水位計測用の計測機器の全てにこの欠陥を有する「差圧式水位検出器」を採用するとの方針は、許可基準規則第十二条第3項の要求を無視するという行為に、ほかなりません。</p> <p>➤ 高圧注水系のポンプは、1台のみであり、新規制基準に不適合である。低圧注水ポンプは合計4台で、内一台はスプレイ用であって多様性の要求(preferable)も満たしている(一時間当たり55℃の制限で、低圧系が使えるようになる頃には炉心溶融が始まっている)。島根2号機の高圧注水系は、許可基準規則12条第2項に不適合であり、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6により、設置変更を許可する事が出来ない。よって、同機の設置変更許可申請を却下するとの決定を求める。</p> <p>➤ 中国電力の主張、「新規制基準規則第12条に於ける追加変更箇所は、静的機器の単一故障に関する考え方の明確化のみであって、動的機器に関しては、新規制基準の追加変更が行われていない」は、</p>	<p>➤ 原子炉水位計については、許可基準規則第12条第3項に基づき、想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失事故時において健全に動作するよう設計していることを確認しています。なお、原子炉水位計の基準面器（凝縮槽）における基準水位の低下により計器の指示値に疑いがある場合等には、代替手段として原子炉圧力容器への注水量（高圧原子炉代替注水流量等）から原子炉水位を推定する手順等を整備することを確認しています。</p> <p>➤ 事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能については、原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能及び原子炉内低圧時における注水機能により代替できる場合には、それらの機能と原子炉内高圧時における注水機能により多様性を満足するものと判断しており、既許可において、高圧炉心スプレイポンプの故障等により高圧炉心スプレイ系が使用できない場合でも、事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却機能が維持できることなどを確認しています。なお、この原子炉高圧時における注水機能に関する多様性の考え方については、令和3年度第15回原子力規制委員会において一部改正された設置許可基準規則解釈に明確化しています。</p> <p>➤ 動的機器の多重性又は多様性及び独立性については、新規制基準に変更はありません。なお、設置許可基準規則第12条第2項では、「安全機能を有す</p>

III-10 安全施設（第12条関係）

御意見の概要	考え方
<p>事実無根である。</p> <p>新規制基準では、中国電力の思い込み（願い）とは逆に、動的機器の多重性、多様性の要求が明確化（強化/細部へ展開）されている。</p> <p>受審用に中国電力が提出した資料には、新規制基準が要求する「重要度の特に高い安全機能を有する系統」に対する多重性又は多様性の確保に不適合が認められる。</p> <p>このような審査請求は、規制内容の理解力（工学的/法学的技術能力）不足が原因であると判断される。</p> <p>以上により、法第43条の3の6第1項、2号、3号への不適合が明白であり、「申請を却下する」との決定を求める。</p>	<p>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」については、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ことを求めており、既許可において当該要求を満たした設計となっていることが確認されています。</p>

III-13 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 使用済み燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策として、中国電力は、想定される重量物の落下時においても、使用済み燃料の貯蔵施設の機能が損なわれないよう設計することとしています。</p> <p>使用済み燃料プールへの重量物落下を防止するために、中国電力は原子炉建物の構造物・燃料取替機・天井クレーンについて、それぞれ基準地震動による地震力に対して、発生する荷重により生じる応力が許容以下になるよう保守的に設計するとしていますが、これらは基準地震動の見直しが基本的に必要であり、それに伴って再評価が必要です。</p> <p>➤ 使用済み燃料プールへの重量物落下を防止するために、原子炉建物の構造物・燃料取替機・天井クレーンについて、それぞれ基準地震動による地震力に対して、発生する荷重により生じる応力が許容以下となるよう保守的に設計するとしていますが、基準地震動の評価を見直したうえ、再度、評価をし直すべきです。</p>	<p>➤ 御指摘の基準地震動の評価に関する考え方については、【基準地震動の策定】に記載しています。</p> <p>また、使用済み燃料貯蔵槽については、重量物の落下に対して、その機能が損なわれないようにするため、使用済み燃料貯蔵槽への落下が想定される重量物について基準地震動に対して落下を防止する設計とする方針であることなどを確認しています。なお、設計の詳細については、設計及び工事の計画の審査において確認します。</p> <p>➤ 同上</p>

III-16 放射性廃棄物の処理施設（第27条関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 放射性廃棄物の処理施設（第27条関係）私は、原子力発電所の設置・運転において、最重要の安全審査の要点が常に放射性廃棄物の処理施設問題にあると考えております。なぜなら、この問題こそが原子力発電技術が不完全技術であることの証だからです。こうした視点で今回の審査書案を検討しますと、まったくその内容が不十分であることがわかります。その根拠は、本審査書案には中国電力株式会社の申請書に書かれている文言の追認以外に、原子力規制庁担当部局の独自の見解が示されていないからです。厳しい言葉でいうならば、追認するだけならば審査は必要ないのです。何事であれ審査を行うということは、審査者が独自の判断基準を堅持して申請書類の審査に向かわなければならないはずで、それが本来の審査の意義と役割ではないでしょうか。以上の理由によって、今回の審査書案にはまったく同意できません。異議ありと申し上げます。</p>	<p>➤ 設置許可基準規則第27条は、工場等に通常運転時において放射性廃棄物を処理する施設を設けることを要求しており、既許可においてこの要求に適合するものであることを確認しています。本申請においては、1号炉の液体廃棄物処理系の2号炉との共用の取りやめ、固体廃棄物処理系のドラム詰め装置の固化材の変更等を行うとしており、審査においては、これらの変更後においても、放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とする方針であること、液体状及び固体状の放射性廃棄物の漏えい等が防止される設計とする方針であることを確認したことから同条の規定に適合するものと判断しています。なお、審査では、提出された設置変更許可申請について、新規制基準への適合性を確認しています。</p>

III-18 気象条件の変更

御意見の概要	考え方
<p>➤ III-18節では、「気象指針」に基づき、2009年に得られた新たな気象資料を用いて、平常運転時及び設計基準事故時における公衆の被曝線量を評価し、それぞれ、年$50\mu\text{Sv}$及び事故当り5mSvを下回ることを確認したとされています。</p> <p>しかし、「気象指針」では、被曝評価上最も重要な逆転層気象が除外されています。逆転層には「上空（層）逆転層」と「接地逆転層」とがあります（「日本大百科全書」小学館、1985年）。</p> <p>前者については、同指針では、「上層逆転層の発生は比較的少ない現象であること、たとえ発生してもそれ程大きな濃度を示さないと考えられることから、とくに計算に入れないこととした」とされていますが、これは格納容器の健全性を前提とした旧安全評価における判断であり、福島事故を経験した現在、再検討されるべきだと考えられます。</p> <p>後者については、気温が地表から上空数100mまで逆転（上方向高い）する現象であり、夜間の放射冷却時や前線通過時などによく発生し、横浜地方気象台の観測例では年間の約2割の日数に達します（「ブリタニカ国際大百科事典」1973年）。この気象では垂直方向の対流拡散が無く、また、放射冷却時などは微風しか吹かないため、大気安定度が最も高くなります。ところが同指針では、最も高い大気安定度”G”は、より不安定な”F”とみなすとされ、また「静穏時における拡散は、現在適切な実用拡散式がないため、便宜上風速を0.5m/sとして有風時の拡散式を適用することとした」とされています。</p> <p>以上のことから、1982年当時に決定された「気象指針」は現在では実用すべきではなく、SPEEDIなどで利用されている詳細計算モデルに基づく、逆転層気象を考慮した、正当な公衆被曝評価に変更され</p>	<p>➤ 新規制基準においては、設計基準事故等について、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づき、解析及び評価を実施することを要求しています。</p> <p>当該解析及び評価に用いる気象データについては、対象となる発電用原子炉施設の敷地及び周辺気象特性を示すものである必要があること、事故が任意の時刻に発生することを考慮すると平均的な気象条件を踏まえて厳しい気象条件を設定する必要があることから、敷地周辺での観測の実施、当該観測値の統計処理等が必要となります。「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」は、実際的な利用を意図して、線量評価において必要となる大気中における放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象観測の方法、観測値の統計処理の方法及び大気拡散の解析の方法等を体系的に整理しているものであり、同指針に基づき、設計基準事故等の解析及び評価を行うことは適切であると考えます。</p> <p>なお、本申請では、当該線量評価に用いていた1996年の通常観測の気象データについて、長期間の気象状態を示すものとしての代表性が確保できなくなったことに伴い、代表性が確保された2009年の気象データへ変更がなされており、本審査では、当該変更による線量評価結果への影響について確認しています。</p>

III-18 気象条件の変更

御意見の概要	考え方
<p>るよう強く要請します。なお、筆者の試算では、100万kw級原発における¹³³Xeの平行放射能レベルの5×10^{18}Bqが、地上に半径100mの半球状の放射能雲を形成した場合、ICRPのサブマージョン実効線量係数5.62×10^{-12} (Sv\cdoth⁻¹/Bq\cdotm⁻³)を使うと、放射能雲中での実効線量は約14Sv/hとなり、希ガスの¹³³Xeのみによる外部被曝だけで30分で致死量の被曝になります。</p>	

IV-1.1 事故の想定	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 圧力容器内での水蒸気爆発は考えなくてよいのか？ 中国電力は「溶融炉心と冷却材の相互作用について」で、圧力容器内水蒸気爆発は考慮しなくてよいとしている。審査結果もこれに沿ったものである。しかし、福島第一原発2号機では、2011年3月14日から15日にかけて、溶融ジルカロイと外部から注水した海水との水蒸気爆発のほか、溶融燃料（主成分はUO₂と思われる）と海水との水蒸気爆発の発生が考えられる複数回の圧力パルスを記録している。運転中の系内圧力が高いことや、冷却材温度が高く低サブクール度であることを理由に水蒸気爆発の発生を最初から排除するのは問題だ。島根原発2号機の審査においては圧力容器内での水蒸気爆発の危険性についても審査を行うべきと考える。 圧力容器内での水蒸気爆発は溶融ジルカロイと水による可能性がある。TRO1-15とTRO1-24によって、自発的な水蒸気爆発が発生することが確認されている。炉心溶融初期の段階では溶融物の主成分がジルカロイとなる可能性が高いのではないだろうか。</p> <p>➤ IV-1.1「事故の想定」について、BWR特有の2つの反応度投入事象が検討の対象から欠落しているので正当な検討がなされるべきことを再三これまでに指摘しました。ここに、改めてコメントしますので、事象の全体像を構想した上で、どこまでが検討済みで、どこからが今後の検討を要するのか虚心にご判断を願います。 （1）地震時の原子炉容器内冷却材密度分布の変動に伴う反応度投入事象 炉容器内に冷却水と蒸気が混在するBWRでは、地震時に、炉心内の減速材である水の密度分布が容易に変動し得るため、それに伴い</p>	<p>➤ 原子炉内における水蒸気爆発については、国内外における実験的研究や専門家による分析を踏まえ、BWR体系では下部プレナム内の冷却水は飽和状態であること、原子炉内には多数の構造物が存在しており、トリガリングが制約されることから、その発生確率は極めて低いと判断しています。</p> <p>➤ 以下のとおり、地震時の起因事象として原子炉圧力容器内冷却水密度分布の変動に伴う反応度投入事象を考慮することは不要と判断しています。 水平方向に地震による加速度が加わる場合、次の理由によりチャンネルボックス内及び炉心全体としての大きな水密度分布の変動は生じないことから、これに伴う著しい反応度の投入はないと考えられます。</p>

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>反応度が投入され得ることは明らかなです。また、水の密度分布の変動は瞬時に反応度投入につながり、わずかな正の反応度の投入が出力暴走につながることも念頭に置く必要があります。この事象の全体像をとらえるには、各種の地震動と運転状態（冷却材の流動状態）を想定して、最も大きな反応度投入となる条件を見出し、それが許容できるか、あるいは避ける方法があるかなどについて総合的に検討する必要があると考えられます。水平方向の地震動では、大きな横ズレ断層を生じるような変位型の地震動が最も反応度が大きいと考えられます。2016年の熊本地震では幅約2m（朝日新聞2016年4月21日）、1990年のフィリピンのルソン島地震では水平方向約5m、垂直方向約1m（尾池 和夫「新版 活動期に入った地震列島」岩波科学ライブラリー-138、2007年）の断層が地表面で見られました。このような断層運動に乗って炉容器が移動すると、内部の炉心上・下部プレナム内及び炉心チャンネルボックス間の水が同一方向の加速度を受けて、片方の半炉心側の水の量が瞬間的に増加し、大きな正の反応度投入になる恐れがあります。また、JAEAでは地震時の水・蒸気二相流のチャンネルボックス内挙動の研究が進められており、地震動によってボイド分布が変動し、それが冷却材の流動状態と影響し出力変動につながり得ると指摘されています。（T. Misawa, H. Yoshida, K. Takase, "Development of an Analytical method on water-Vapor Boiling Two-phase Flow Characteristics in BWR Fuel Assemblies Under Earthquake condition", Nuclear Reactors, Prof. Amir Mesquita (Ed), pp, 157-174, (2012)）垂直方向の地震動では、炉容器に下降方向の加速度が働く時に炉心下端での冷却水流量が増加して瞬間的に炉心全体の水量が増え正の反応度が加わる恐れ、炉心下部の熱水中での突沸や規法の巻き込みにより水塊が制</p>	<p>① 炉心全体で有意な密度分布変動に発展するには、チャンネルボックス内の二相流動と下部プレナム及び上部プレナム内の流動が連成し、ある程度の時間をかけて炉心規模でのスロッシングのような流動振動に発展する必要があります。こうした炉心規模の流動振動の固有周波数は低く、炉内構造物の共振により増幅される卓越周波数からは離れているため継続的に励起されるとは考えにくいこと、また、これよりも周波数の高い地震加速度により自動スクラムし、制御棒が全挿入されることから、炉心規模でのスロッシングのような流動振動が進展する可能性は極めて低いと考えられること。</p> <p>② チャンネルボックス内の水密度分布変動については、チャンネルボックス内には、燃料棒が稠密に存在していることから気泡の横方向の移動が制限され、チャンネルボックス内の水密度分布が変化しても、炉心全体としては有意な影響とはならないと考えられ、また、チャンネルボックス内のスロッシングが発生しても振幅は小さいと考えられること。</p> <p>また、鉛直方向に地震による加速度が加わる場合、次の理由により水密度分布が有意に変化することはなく、これに伴う著しい反応度の投入はないと考えられます。</p> <p>① 鉛直方向の加速度の卓越周波数は高く、燃料集合体に対して継続的に大きな加速度が加わることは考えにくく、燃料集合体の浮き上がり量はわずかであり冷却水との相対的な位置関係は大きく変わることはないと考えられること。</p> <p>② 運転中の原子炉では、再循環系による強制対流が維持されています（流量約 11,390～35,600t/h）（※1）。再循環系ポンプは、地震により原子炉スクラムしても低速度で運転を継</p>

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>御棒挿入率の小さい炉心上方へ移動する恐れ等々が指摘されます。JAEAでは熱水力コードと三次元核計算コードを結合して「地震時のBWR炉心核熱連成解析」が進められており（A. Satou, et al., "Newtron-Coupled Thermal Hydraulic Calculation of BWR under Seismic Acceleration", Prog. Nucl. Sci. Technol., Vol2, pp120-124, (2011)）、炉心出力振動の共鳴周期に近い長周期地震動が加わると、短時間に大きな出力上昇が起こり得るので、その検討が不可欠だと述べられています。</p>	<p>続します。仮に再循環系ポンプの電源が喪失した場合でも、ポンプ回転数半減時間は約5秒であり、スクラムにより全制御棒が挿入されるまで強制対流が維持されることを確認しています。燃料有効長底部は液相の単相流、燃料有効長頂部は約70%から80%のボイド率の二相流となっています。液相と気相は、摩擦による相互作用を及ぼしながら、蒸気がやや大きな速度を持ちながら上方に流れています。水と蒸気の密度比は大きく、地震による加速度が鉛直方向に加わった場合、慣性の大きな液相における速度変化は再循環系による強制対流による速度に対して小さく、また慣性の小さな蒸気は周囲の液相との摩擦により拘束されます。これにより、チャンネルボックス内の鉛直方向の水密度分布が有意に変化することはないと考えられること。</p> <p>さらに、以下に示すように、過去の大規模地震時においてBWRプラントでの反応度投入事象は確認されていません。いずれのケースも地震加速度大で自動スクラムし制御棒が全挿入され原子炉が停止に導かれることが確認されています。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 新潟県中越沖地震発生当時の柏崎刈羽原子力発電所における運転中のプラントの平均出力領域モニタ（APRM）の推移には大きな変動がないこと（※2）。 ② 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第二原子力発電所における運転中のプラントの平均出力領域モニタ（APRM）の推移には大きな変動がないこと（※3）。 ③ 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所では、2号炉及び3号炉で中性子束高警報が発生しているものの、これは「D格子」という、燃料集合体の配置が制御棒側

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>(2) LOCA時の緊急炉心冷却水注入に伴う反応度投入事象 大破断LOCA等でECCSの作動が遅れ、急速に炉心内の冷却水が喪失する場合、燃料棒からの強い放射線による発熱で燃料棒（ジルカロイ被覆の融点 1850℃）と制御棒（ステンレスと B₄C の共晶反応により融点 1200℃）が昇温するが、制御棒が早く溶け落ちて燃料棒格子が残っている状態で、大容量のECCSが作動するという状況は起こり得るか、また、それによる反応度はどの程度かという検討においては、起こり得る条件を網羅的にあげる必要があります。</p>	<p>で広く、その反対側で狭いという偏心した配置となっているプラント特有のものであり、反応度投入事象による平均出力領域モニタ（APRM）の推移の変動ではないこと（※4）。なお、D格子を採用していない島根2号では発生しない事象です。 （※1）保安規定（定格流量 35,600t/h、32%～100%の流量値） （※2）経済産業省ホームページ「新潟県中越沖地震発生時の柏崎刈羽原子力発電所の運転データについて」 （※3）東京電力ホールディングス（株）ホームページ （※4）D格子を採用しているプラントの燃料集合体の濃縮度は、制御棒側で低く、その反対側で高くなっており、地震により制御棒側の間隔が狭く、その反対側の間隔が広くなると、制御棒側の中性子束が下がる効果よりも、その反対側の中性子束が上がる効果が上回ります。この事象による中性子束の上昇が、平均出力領域モニタ（APRM）の警報設定値を上回り、中性子束高警報が発報されたものです。（原子力安全委員会資料 第28回定例会「BWR プラントにおける地震時炉内中性子束上昇事象に関する検討結果について」（平成9年5月））</p> <p>LOCAが発生し注水が遅れた場合、以下のことから著しい反応度が投入されることはないと考えられます。 ① BWRの制御棒では B₄C をステンレス鋼製の被覆管に収納し、その管をステンレス鋼構造で覆うことにより制御棒ブレードを構成しています。燃料棒と制御棒ブレードの間にはジルカロイ製のチャンネルボックスが存在しています。制御棒の温度は、燃料棒からの放射熱により上昇することから、ステンレス鋼と B₄C との共晶反応により制御棒被覆が溶融する状態</p>

IV-1.1 事故の想定

御意見の概要	考え方
<p>水蒸気による冷却の強弱による両者の温度差の程度、制御棒が溶け落ちた時の炉心の幾何学形状の維持される範囲、ECCS水による冠水の速さ等々の検討が必要だと考えられます。これらについて貴委員会での検討状況を明示した上で、本事象の検討の可否を示して下さい。</p>	<p>(約 1,200°C)では、燃料被覆管温度は、これを大幅に上回り、かつ、蒸気の供給によるジルコニウム-水反応により急激に上昇するため、炉心の幾何学的形状が維持されるとは考えられません。</p> <p>② このような状態は、BWR の炉心を模擬した DF-4 (※) の実験でも見られています。</p> <p>また、炉心損傷後の手順として未臨界を維持するため、重大事故等対処設備と位置付けている「ほう酸水注入系」によるほう酸水を注入する手順を整備しており、ほう酸水注入系の電源は、重大事故等対処設備である常設代替交流電源設備から給電され、確実に起動できるよう設計していることを確認しています。なお、御指摘の大破断 LOCA の場合においても、実機の下部プレナム内には一定量の冷却材が存在しており、炉心溶融するまでの間、炉内は水蒸気環境下であることに変わりはないと考えられます。</p> <p>(※) R. O. Gauntt, R. D. Gasser, L. J. Ott, “The DF-4 Fuel Damage Experiment in ACRR with a BWR Control Blade and Channel Box,” NUREG/CR-4671, SAND86-1443 (1989).</p>

IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失

御意見の概要	考え方
<p>➤ 過酷事故発生の場合への対策について メイン電源喪失、予備電源の使用不可の事態から電源確保までの時間的、技術的試算及び、複数パターンの復旧プロセスが貧弱と考えます。</p>	<p>➤ 外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失することにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷等の防止に必要な電源を確保するために、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等の設備及びその手順等を整備することを確認しています。具体的には、常設代替交流電源設備として容量約 6,000kVA のガスタービン発電機を 1 台（予備 1 台）設置し 10 分以内に給電できること、可搬型代替交流電源設備として容量 500kVA の高圧発電機車を 6 台（予備 1 台）保管し 275 分以内に給電できること等を確認しています。</p> <p>また、有効性評価においては、常設代替交流電源設備が 24 時間使用できないものとして炉心の著しい損傷を防止するための対策に有効性があることを確認しています。具体的には、原子炉隔離時冷却系の機能達成を阻害する要因（蓄電池枯渇後の原子炉隔離時冷却系停止、原子炉隔離時冷却系本体の機能喪失、逃がし安全弁の再閉失敗、直流電源の喪失）ごとに評価を行い、それぞれの対策が事象進展の特徴を捉えた対策であること、運転員等の操作が遅れた場合でも一定の余裕があること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等の計画が十分であることなどを確認しており、申請者の計画する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断しています。</p>

IV-1. 2. 1. 7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 格納容器バイパス事故の評価対象として、より厳しい結果が想定される「過渡事象（原子炉自動停止）＋主蒸気隔離弁の閉止不能＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故を取り上げることが求められる。住民への放射線影響及び環境汚染の上で極めて厳しい結果を生じるおそれのある格納容器バイパス事故を想定していないことは不合理であり、この事故想定に関する重大事故防止対策の有効性評価を求める。なお、先んじて柏崎刈羽原発6、7号機の審査書案、東海第2号機、女川2号機の各審査書案に対するパブリックコメントにおいて上記と同趣旨の意見が出され、それに対する規制委員会の考え方として、意見に記された事故シーケンスについて、「地震PRAにもとづいて頻度及び影響度の観点から総合的に判断して排除することを妥当とした」旨述べている。しかし、地震PRAにもとづく頻度は何ら検証されたものではなく、定量的に信頼できるものではない。また、規制委員会の考え方には、影響度に関して「必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認しています。」と記述されているが、放水砲による原子炉建屋から放出される放射性物質の低減特性については実証試験結果が何ら示されておらず、その効果に期待すること自体科学的妥当性を欠いている。放水砲による放射性物質低減の実証データがあるのか。</p>	<p>➤ 「原子炉自動停止＋主蒸気隔離弁の閉止不能＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」の事故シーケンスは、審査書（案）IV-1. 1にある地震PRAで「格納容器バイパス」として考慮しており、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、新たな事故シーケンスグループとして追加する必要はないとしていることは、妥当であると判断しています。</p> <p>具体的には、以下のことを確認しています。</p> <p>頻度の観点からは、申請書（追補2. I）の別添1.2.1「地震PRA」において、3.5×10^{-9}/炉年と示されており、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認しています。また、影響度の観点からは、基準地震動を超える大規模な地震では、機能喪失する設備（※）の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認しています。</p> <p>放水による効果等については、空気中の微粒子状放射性物質が、降雨により捕らえられる効果があることが知られており、拡散抑制効果があると判断しています。また、浮遊する微粒子状放射性物質を水スプレーにより捕集する実験が過去に行われており、その効果が確かめられています。</p> <p>（※）炉心損傷を防止するための設備</p>

IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 「d. 原子炉格納容器から原子炉建物へ漏えいし、環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 1.1TBq であり、100TBq を下回っている。上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び(c)を満足している。」としているが、格納容器フィルタベント系で除去できない希ガスについての評価とその対策がなされていないので、評価と対策を行うよう強く求める。中国電力の資料によれば、「気体状放射性物質(希ガス)は、原子炉停止後、半日程度格納容器内で保持することで、大幅に減衰される。炉心損傷後にベントの実施が必要となる場合には、さらにドライウェル内へ間欠スプレイ操作を行い、格納容器圧力を最高使用圧力の 1.5 倍以下に制御し、ベント開始時間を遅らせることにより、ベントによる希ガス放出を低減する。」とあるが、緊急時にこのような判断をさせるのは危険である。格納容器圧力が制御できない場合も想定し、希ガスについての評価と対策を行うこと。</p>	<p>➤ 有効性評価における放射性物質の放出量については、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、重大事故により避難を余儀なくされた住民の方々の帰還が困難となる区域を発生させない観点から、諸外国の安全目標も参考にしつつ、放出量が多く半減期が比較的長い核種である Cs-137 を対象に、100TBq という制限値を設定しています。希ガスについては、地表面に沈着することなく拡散するものであることから、評価対象とはなりません。</p> <p>また、審査では、格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントについては、新たに整備した重大事故等対処設備を用いた対策を講じてもお格納容器圧力が上昇した場合など、あらかじめ定めた判断基準に達した場合に実施するものであり、有効性評価においては、想定される最も厳しい評価事故シナリオにおいても格納容器ベントを行うのは事象発生から約 32 時間後であることを確認しています。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系のほか、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる設備として残留熱代替除去系が整備されており、残留熱代替除去系を用いた対策は、格納容器フィルタベント系に優先して行われることも確認しています。</p>

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
<p>➤ 原子炉压力容器外の溶融燃料 冷却材相互作用</p> <p>水蒸気爆発が実機において発生する可能性 において申請者中国電力は、原子炉压力容器外のFCIのうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。規制委員会は、「原子炉压力容器外のFCIで生じる事象として、水蒸気爆発は除外し圧力スパイクを考慮すべきであることを確認した。」と、さしたる根拠もなく中電の言い分をそのまま受け入れ、水蒸気爆発は起こらないこととしている。そのうえで、格納容器下部に予め2.4mほど水を溜めて溶融燃料を受け止めるという世界に例の無い、危険な重大事故対処方針を決定している。水蒸気爆発を引き起こす危険性は「水蒸気爆発が実機において発生する可能性」において検討したものの「水蒸気爆発が発生したKROTOS、TROI」の結果を切り捨て、水蒸気爆発は実機において発生する可能性は極めて低いとの中電の主張をさしたる根拠もなく受け入れている。しかし水蒸気爆発の可能性はあるのだから、压力容器外の溶融燃料対策として格納容器の水張りは誤っている。そもそもペDESTAL注水とは、コアコンクリート反応を防ぐためのものだが、反応は急激ではなく、これが直接格納容器を破損させるには相当程度の時間を要する。的確なブロックをしていれば格納容器破損は防止できるし、それは欧州のPWRでは実施している。一方、水蒸気爆発が発生すれば瞬時に圧力上昇が発生し格納容器破損に至る恐れが高い。格納容器の加圧破損が発生してしまえば防止する方法は全て無効になる。優先度が高いのは水蒸気爆発の防止で有り、コアコンクリート反応を防ぐにはコアキャッチャー等の方法を講ずべきである。</p>	<p>➤ 実機において大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられる根拠については、審査書(案)IV-1. 2. 2. 3の3.(1)「水蒸気爆発が実機において発生する可能性」において以下のとおり記載しています。</p> <p>①実機において想定される溶融物(二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物)を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS及びTROIを挙げ、これらのうち、水蒸気爆発が発生したKROTOS、TROIの一部実験の特徴としては、外乱を与えて液-液直接接触を生じさせていること、又は溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であること</p> <p>②大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすいこと</p> <p>水蒸気爆発は複雑な現象ですが、これまでの研究の積み重ねに基づき、溶融物のプールへの落下から水蒸気爆発の発生までの過程を、粗混合、トリガー、微粒化、急速熱伝達、膨張による圧力波伝播及び機械的エネルギー発生に分解し、実験及び解析モデル開発が行われています。</p> <p>これまでの水蒸気爆発実験には、こうした現象群を全体として把握する積分実験、現象を個別に把握し、実機での影響評価や予測モデル開発に役立てることを目的とした個別効果実験があります。OECD/GSNIが実施したSERENA実験を構成するKROTOS</p>

IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
	<p>及び TROI は、いずれも積分実験として位置付けられます。ここで落下させるウラン酸化物を主成分とする溶融物の重量は、実機に対する MAAP 解析結果と比較して少量であるものの、これは、装置の容量の範囲内で、落下した溶融物の全量を装置内で混合させ、外部トリガーを作用させやすくするという意図的な条件で水蒸気爆発を発生させるために設定された条件で行われています。</p> <p>実規模の大量溶融炉心落下に関しては、こうした意図的に設定された条件の連鎖が発生する可能性は低いと考えます。実機の原子炉圧力容器下部には、制御棒駆動機構ハウジング、炉内計装ハウジング等の貫通部が複数あることから、原子炉圧力容器破損時には複数箇所から溶融炉心が落下すると考えられます。このため、大量の溶融炉心が1箇所から落下するとした意図的なシナリオを想定することは保守的であり、仮にそのような、まとめて同時に溶融炉心の落下が発生すると仮定しても、勢いよく蒸気が発生することで、溶融炉心と冷却水の接触を妨げ粗混合が抑制されます。</p> <p>また、水蒸気爆発に寄与する溶融炉心量は、その時点で流下している溶融炉心量の一部であり、実現象において、原子炉格納容器下部に蓄えられた水に落下させる溶融炉心量を増やしたとしても、それに比例して現象が厳しくなることはありません。</p> <p>なお、新規制基準においては、個別の具体的な機器の設置を求めるのではなく、炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策等のために必要な機能を求めています。規制基準は、満足すべき性能水準を要求し、それを実現する「技術」は指定しないのが</p>

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
<p>➤ 島根 2 号炉の審査書案に先立つこと 3 年前に、BWR である東海第 2 号機審査書案を決定した規制委員会（2018 年 7 月 4 日）の席上、更田豊志規制委員長の発言について、審査書案にはこのようなことは明記されていないものの規制委員会の考え方にあると受け止め、以下の意見 3 点を述べる。</p> <p>（1）「FCI の方というのは、これは極めて実験でも起こさせるのに苦労するような現象である」と述べているが、現実には TROI 実験では自発的水蒸気爆発が何度も生じているので、「極めて起こさせるのに苦労する」という表現は事実と反しているため、訂正すべきである。</p> <p>（2）「MCCI との比較でいえば、まずコアコンクリート反応を避けようとするのが主眼であって、その上で、なお FCI の脅威をなるべく取り除いておこうと。これは優先順位の問題であろうかと思えます。」とあることについて、FCI の脅威は「なるべく取り除いておく」ことですまされるものではない。何故ならば、衝撃圧を伴う水蒸気爆発が生じると、格納容器破壊という破滅的結果を招くおそれがあるからである。MCCI と FCI は優先付けして対処する問題ではなく、どちらも同等にその発生を防止すべきものである。</p> <p>（3）MCCI と FCI の脅威排除を両立できる対処法が、溶融炉心と水の接触を避けたドライな「コアキャッチャー」方式である。現実には欧州加圧水型炉、ロシア加圧水型炉では取り入れられており、日本の既設の原発でも技術的に設置不可能なものではない。ただ工事費</p>	<p>国際的にみても一般的です。規制要求を満たすのであれば、御指摘の設備（コアキャッチャー）に限らず、他の方法でも問題ありません。</p> <p>➤ 同上</p>

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
<p>と工事期間が溶融炉心の水冷却方式よりもより多くかかるだけである。規制委員会が福島第一原発事故の反省と教訓にもとづき原発の安全性を経済性よりも優先する理念に立つのであれば、蒸気爆発のリスクが避けられない溶融炉心の水冷却方式を排除して、「コアキャッチャー」方式を規制要件にするべきである。</p> <p>➤ TROI 実験ではトリガーがある場合はもちろん、自発的水蒸気爆発も複数回確認されている。TROI-10, 12, 13, 14 は酸化ウランとジルコニアの混合物、TROI-15, 24 ではジルコニアについても自発的な水蒸気爆発を確認している。これに対して、規制委員会は、「TROI 装置による実験のうち、自発的な水蒸気爆発が生じた実験においては、溶融物に対して融点を大きく上回る加熱を実施するなどの条件で実施しており、この条件は実機の条件とは異なっています。国際協力の下で実施された OECD SERENA 計画では、TROI 装置を用いて溶融物の温度を現実的な条件とした実験も行われ、その結果、本実験においては自発的な水蒸気爆発は生じていないことを確認しています（引用終わり）」と、その後 SERENA 計画で TROI 装置によって自発的水蒸気爆発の発生の有無に関する実験を行ったと、たびたび回答しているが、そのことを示す報告書や文献を示していない。</p> <p>SERENA では TROI 装置を使用した実験は 6 回行われた旨が報告されているが、いずれも外部トリガーを加えた実験であり、自発的に爆発が起こるか否かを明らかにした実験ではない。規制委員会が言うような実験が行われているのであれば、そのエビデンスを示すべきである。各電力会社も「規制委員会が TROI 実験で自発的水蒸気爆発が起こらないことを確認していると述べている」というふうに釈明するようになった。規制委員会の早急な対応と電力会社への周</p>	<p>➤ 御指摘の OECD SERENA 計画における TROI 装置を用いた実験（TROI-VISU）は、溶融物のプールへの落下から水蒸気爆発の発生までの過程の一つである粗混合の可視化を目的とし、外部トリガーを作用させず、溶融物温度を現実的な条件として実施した実験です。当該実験の内容については、「OECD/SERENA Integrated Report 2014」に記載されていますが、当該報告書は現時点で非公開とされています。</p>

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

御意見の概要	考え方
<p>知を行うべきであると考え。TROI で自発的な爆発が起こった条件で、再現性を確認する実験はなされていないと思われる。TROI-21 以降では、水深を 0.67m から 1.3m へと 2 倍にしているなど、自発的な水蒸気爆発発生時とは条件を変えている。</p>	

IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼

御意見の概要	考え方
<p>➤ 水素燃焼 「さらに、対策の手順には、原子炉格納容器内の酸素濃度計に基づく判断が含まれており、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前（酸素濃度が 4.4 vol%（ドライ条件）及び 1.5 vol%（ウェット条件）到達時）に、格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内の気体を排出する手順としている。」との中電の対策に対して「これらにより、規制委員会は、G 値の不確かさを考慮した場合においても、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認した。」と結論づけるが、これは過酷事故対策において後段否定をしない想定である。すなわちフィルタベント系が使用できない場合では、どうするのが解説されていない。ベントは常に不安定で不確かな対策である。これが機能しないことを前提としてもなお水素爆発を回避できなければ、対策が出来ているとは言えないので審査は無効である。</p>	<p>➤ 有効性評価においては、想定する格納容器破損モードに対して整備された重大事故等対策に成立性があるかどうかを最適評価手法により確認しており、水素燃焼に対しては、残留熱代替除去系等を用いた対策により格納容器破損防止対策の評価項目を満足していることを確認しています。加えて、審査の過程において、G 値の不確かさに関する影響評価として、G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる値とした場合に対しても、残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系を使用することにより、原子炉格納容器の破損を防止することが可能であることを確認しています。なお、格納容器フィルタベント系は、排気ラインの弁を除き配管、容器等の静的機器で構成された準静的な設備であり、排気ラインの弁については、第一隔離弁及び第二隔離弁それぞれにバイパスラインを設けるとともに、電源喪失時にも手動で操作が可能な設計としていることから信頼性の高い設備であると考えています。</p>

IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 重大事故発生時に溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部への注水設備として用いられる原子炉格納容器代替スプレイ系及びペDESTAL代替注水系はいずれも可搬型となっているが、設置するならば運用の信頼性が高い常設型にすべきである。</p> <p>島根2号炉に先だって審査を終えた柏崎刈羽6,7号機、東海2号機、女川2号機では原子炉格納容器下部への注水設備はいずれも常設型になっており、島根2号炉ではなぜ緊急事態下において設備設営に信頼性を欠く可搬型を採用するのか、またそれを是とする規制委員会の説明を求めます。</p>	<p>➤ 原子炉格納容器代替スプレイ系及びペDESTAL代替注水系については、常設設備も整備されることを確認しています。具体的には常設の低圧原子炉代替注水ポンプを用いるものが整備されることを確認しており、可搬型設備に優先して使用するものであることを確認しています。</p> <p>なお、有効性評価においては、原子炉圧力容器破損に至る評価とするために低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に期待しないこととしていることから、これに合わせ、常設の低圧原子炉代替注水ポンプの機能には期待せず、可搬型設備を用いた対策に有効性があることを確認しています。</p>

IV-1. 2. 4. 4 反応度の誤投入	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 反応度の誤投入 「cal」という単位が審査書案に記載されておりますが、この単位は用途が限定される単位（「人若しくは動物が摂取する物の熱量又は人若しくは動物が代謝により消費する熱量の計量」）であり、本審査書のような原発関連の「証明」行為に使用することはできないと考えます。確認いただき、審査書案および事業者の提出書類に計量法に合致しない単位がないか再確認すべきかと思えます。</p>	<p>➤ 審査書（案）における評価結果等については、原則として、国際単位系や計量法で定める計量単位で記載しています。</p> <p>御意見の「cal」については、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日原子力安全委員会決定）及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成10年4月13日原子力安全委員会了承）で用いられていることから、これらの指針等で示されるしきい値との対比の観点から、「cal」を用いた記載も括弧書きで併記しています。</p>

IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード

御意見の概要	考え方
<p>➤ 申請者の事故解析に関して、規制委員会がクロスチェック解析をまったく行うことなく、申請者の解析結果を妥当なものと判断していることは、審査の科学的厳正さを欠いている。クロスチェック解析用として原子力規制庁が整備してきた過酷事故総合解析コード MELCOR を用いて、対象ケースは抜き取りでよいからクロスチェック解析を実施することを求める。</p>	<p>➤ シビアアクシデントの解析には比較的大きな不確かさを伴うことを踏まえ、申請者が実施した解析の妥当性の確認においては、規制委員会の所有する解析コードによる解析結果（以下「NRA の解析」（※）という。）が申請者の解析コードによる解析結果（以下「申請者の解析」という。）と同様の傾向であることを確認するとともに、NRA の解析により同定された不確かさ要因が申請者の解析においても考慮されていることを確認しています。</p> <p>なお、申請者の解析については、以下の点を審査で確認し、解析結果の解釈が現在の技術レベルに照らして妥当と判断しています。</p> <p>① 炉心損傷後を含めた事象進展に係る重要現象の解析モデルが説明されていること。</p> <p>② 使用された解析コードが、国際的に利用されている代表的なコードであり、豊富な適用実績があるとともに、他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算により、一定の信頼性が確認されていること。</p> <p>③ 不確かさにも適切に対応できるような考え方に基づいて対策を要求していること。申請者が計画している対策の有効性評価について、解析コードおよび解析結果の不確かさを考慮しても、解析結果は評価項目を概ね満足することに変わりがないこと。</p> <p>（※）「炉心損傷防止対策の有効性評価（RELAP コードによる解析）についての規制委員会の技術報告」、「格納容器破損防止対策の有効性評価（MELCOR コードによる解析）についての規制委員会の技術報告」</p>

IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 0項関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ アクセスルートの確保 島根原発は構内に坂道等があって豪雪時のアクセスルートに不安を覚えます。よく冬場に通勤バスがスタックして動けないことがあります。可搬車両は豪雪時にきちんとアクセスルートをスタック・スリップせずに動かせるのですか？また、各可搬車両を準備する技術的能力に記載の時間についてもチェーン装着時間は当然加味していますよね。</p> <p>➤ 体制の整備 「事象発生後約8時間を目途に緊急時対策要員54名を確保する方針としている」としていますが、基準地震動が島根県を襲った場合に多くの社員が居住する社員寮や社宅が倒壊して要員が足りない事象も想定されると思います。そのあたりは基準地震動でも社宅等は倒壊しないことを原子力規制庁として確認しているのでしょうか。</p> <p>➤ 各種手順に要する時間が記載されておりますが、原子力規制庁で実際の訓練を視察などして確認した時間でしょうか。当該事業者は過去色々と不祥事（点検不備、LLW流量計問題、S/B未巡視、文書誤廃棄等）を起こしているため、規制庁がきちんと見ておくべき（できれば第三者機関が計測すべき）かと思えます。</p>	<p>➤ アクセスルートにおける積雪については、気象予報により、事前の予測が十分可能であり、積雪状況を監視しながらホイールローダによる除雪が可能であることを確認しており、積雪時においても走行可能なタイヤを装着するとしていることを確認しています。なお、積雪が10cmとなった場合に除雪作業を開始することを確認しています。</p> <p>➤ 有効性評価においては、参集する緊急時対策要員に期待せず、発電所に常駐している緊急時対策要員のみで重大事故等への対応が可能であることを確認しています。その上で、長期的な事故対応に期待する緊急時対策要員54名については、発電所員（約540名）のうち、約7割の要員が発電所から10kmに所在しており、過去の訓練の実績等から7時間以内に150名以上の要員の参集が見込めることを確認しています。なお、社宅、社員寮等についての耐震性は評価の対象とはしておりません。</p> <p>➤ 各種手順に要する時間は、要員の移動、機器の運搬等に余裕を考慮して設定した時間であり、訓練実績等を踏まえて妥当なものであることを確認しています。なお、今後、事業者から申請された保安規定が認可された場合には、原子力規制庁検査において、当該保安規定に基づき事業者が適切に訓練を行っているかについて、各種手順に要する主要な時間を含め確認してまいります。</p>

IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損又は貯蔵層内燃料等の著しい損傷に至った場合において「放水砲を用いて、原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する」としている。この考え方は、根本的に技術上の原理から逸脱しており、何らの効果もない。</p> <p>「放水砲」が日本の工業界に普及したきっかけは2003年の十勝沖地震で火災を起こした出光興産北海道製油所のタンク火災である。石油タンクの油面に燃焼が広がった場合に、遠隔位置から泡消火剤を添加した消火水をタンク油面に効率よく供給して、液面から空気を遮断し、かつ火炎の熱を冷却して消火するという原理を実用化した設備であり、今日石油精製プラントや石油備蓄基地に普及している。放水砲によって供給される泡消火液が火災液面を覆うという技術目的はきわめて原理的に自然な操作である。けれども棒状もしくはわずかに広がる円錐状の水流で、大気中に浮遊する放射性粉じんと接触して捕捉するという方法には実効性がない。</p> <p>この方法を当然のように提示している電力会社も、それを審査して認可の根拠としている原子力規制委員会も、きわめて無責任である。原発にはそれ以外の安全対策がないことを示すと受け止めるほかはない。</p> <p>➤ 放水砲による拡散防止は無意味</p> <p>規制基準第55条に従い、格納容器破損等の重大事故発生時に発電所外への放射性物質拡散防止のための放水設備を設けるとしている。可搬型の放水砲および大型ポンプにて建屋から漏出した放射性</p>	<p>➤ 放水による効果等については、空気中の微粒子状放射性物質が、降雨により捕らえられる効果があることが知られており、拡散抑制効果があると判断しています。また、浮遊する微粒子状放射性物質を水スプレーにより捕集する実験が過去に行われており、その効果が確かめられています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順において、放水砲の噴射ノズルを原子炉建物の破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整することとしており、放射性物質の漏え</p>

IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12関係）

御意見の概要	考え方
<p>物質を水で叩き落とすとしているが、あまりの戯画的な対策である。そもそも建屋からの漏えいガスは可視化されているのか？また、夜間に視認は可能か？可搬型の諸設備は被災時に果たして運搬が可能か？環境はすでに漏れ出している放射能によって高線量環境にあるだろう。対策の効果は全く期待できず、実効性の定量的な評価もされていない。結局、規制基準の要求に形だけで応えているにすぎない。規制基準第55条そのものが誤った要求と言える。</p> <p>➤ 汚染水の対策がないので島根原発の再稼働に反対です。福島第一原発事故における高濃度汚染水は、原子炉の冷却水が溶融燃料に触れ、格納容器下部の破損口から流出して生じました。一部が環境中に漏れ出ました。また、建屋に入り込んだ地下水が混ざることにより、大量の汚染水が生じています。基準規則55条は、格納容器の破損に至った場合等において「工場等外へ放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない」としていますが、原電の対策は、格納容器上部が破損し、気体の放射能が放出した場合、それを放水砲で叩き落とすというだけで、高濃度汚染水という形態での放射性物質の放出についての抑制対策はありません。</p>	<p>い箇所が原子炉建物の外観上判断できない場合には、自主対策設備であるガンマカメラ及びサーモカメラにより、放射性物質や熱を検出し、放射性物質の漏えい箇所を絞り込む手順を整備する方針であることを確認しています。</p> <p>また、夜間においては車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用い作業性を確保すること、可搬型重大事故等対処設備を運搬するアクセスルートは発電所内の道路及び通路が確保できるよう迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに障害物を除去可能なホイールローダ等を保管する方針であること、炉心損傷の徴候等がある場合又は現場作業場所及びアクセスルートを通行する際に身体汚染のおそれがある場合には放射線防護具類を着用することを確認しています。</p> <p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所の事故のように、事故に伴って発生した汚染水の処理のあり方については、実際にどういった状況になるかを事前に想定し規制基準を特定するのではなく、事故の状況に応じ、臨機応変に対応していくことが現実的かつ適切な考え方であることから、特定原子力施設の制度に基づき、状況に応じ規制することとしています。</p> <p>なお、設置許可基準規則第55条等では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制に必要な設備及び手順等の整備を要求しており、放水砲による対策に加えて、放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制す</p>

IV-4. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12関係）

御意見の概要	考え方
	ための放射性物質吸着材、シルトフェンス等の設備及び手順等を整備する方針であることを確認しています。

IV-4. 16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 16関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 事業者の提出書類を見ると、放射線防護具にチャコールフィルタが使用されています。チャコールフィルタは湿気で能力が落ちますが、先日の豪雨時でも期待された性能が維持されるのですか？</p> <p>➤ 「第37条において想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。」とし、「運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。」及び「i i i）交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。i v）判断基準は、運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。v）原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等を設置すること。v</p>	<p>➤ 全面マスクに装着するチャコールフィルタの除染係数は、マスクメーカーの試験において、通気温度30℃、相対湿度95%の条件において、十分な除染係数を有することが確認されています。なお、全面マスクの着用訓練を行うことにより正しく全面マスクを着用することを前提とし、全面マスク（チャコールフィルタ付き）の防護係数を50としていることを確認しています。</p> <p>➤ 設置許可基準規則第59条等は、あらゆる状況下において運転員が原子炉制御室にとどまることを要求しているものではなく、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）において、運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備及び手順等を整備することを要求しているものであり、運転員の全面マスク着用、運転員の交替等の体制を整備することなどにより、原子炉制御室の運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認しています。また、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作性及び復旧作業に支障がないように、放</p>

IV-4. 16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 16関係）

御意見の概要	考え方
<p>i) 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。」としている。なぜ「しなければならない」ではなく「してもよい」等の選択肢を設けているのか。これはあまりにも非現実である。</p> <p>既に福島第一原発事故において経験しているとおり、全面マスクが必要な環境において作業を強行したり人員を交代させることは極めて困難であるだけでなく、想定しているような電源喪失環境においては無意味でさえある。結果として炉心の大規模損傷を起こした後の話であるのだから、中央制御室はほとんど機能していない。特定重大事故対処等施設で代替注水システムを準備しているはずの新規制基準下において、どうして無理に中央制御室や建屋内部に作業員や運転員を送る必要があるのか。</p> <p>中央制御室や建屋内部からは撤収して、特定重大事故対処等施設で冷却や事故収束の指揮を行う方向に規制基準では対応を変えているはずではないか。矛盾した対応になっているので審査をし直すべきである。</p>	<p>放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすることを確認しています。</p> <p>なお、特定重大事故等対処施設については、別途、設置変更許可申請がなされており、本審査の対象となった設置変更許可申請には含まれていません。</p>

IV-4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 申請者は、第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。「発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において、放射能測定装置(可搬式ダスト・よう素サンフプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、α・β線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータをいう。)等により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果の記録を行うための設備及び手順等」と記載があります。</p> <p>α・β線サーベイ・メータで土壌表面のα線を測定すると思います。屋外で汚染防止のため測定器に汚染防護処置を行うと検出器が覆われるのでα線が汚染防止シート等と通過できずに測定できないと考えますが、どのように測定しますか？そうではなくBGの低い場合に土壌を持ち帰って測定するならば、持ち帰る場所については技術的能力の資料などに記載すべきかと考えます。</p>	<p>➤ α・β線サーベイ・メータによる土壌中の放射性物質の濃度測定等の手順については、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員が試料の採取、放射能測定装置による測定、測定結果の記録等を行うこと、放射線管理班員2名により1箇所あたり90分以内に行うことなどを確認しています。</p> <p>具体的な手順については、今後、保安規定に基づく下位文書として定められることとなりますが、御意見のとおり、測定にあたっては、α線が遮蔽されないよう、適切な措置を講じた上で行うこと等が必要になると考えられます。</p>

IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等（第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 18関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ p.481に、規制委員会は「免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しない」ことを求めている。それにたいして、電力会社は「耐震構造とする」としている(p.482)。これは、規制要求に違反するものである。</p> <p>福島原発事故の後、東電の清水社長が国会事故調の参考人質疑で「今回の私どものひとつの教訓だと思いたいますが・・・、もしあれがなかったと思いたいますと、ゾッとするくらいのございますが・・・」と話したことは周知のことである(国会事故調査委員会</p>	<p>➤ 新規制基準では、重大事故等に対処するために適切な措置が講じられるよう緊急時対策所の機能を設けることを求めています。その構造等は特定していません。島根2号炉の緊急時対策所については、耐震構造とすることにより機能を確保し、新規制基準に適合していることを確認しています。</p>

IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等（第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 18関係）

御意見の概要	考え方
<p>『会議録』第18回委員会（p.401）。現実の大きな代償を払って学んだ教訓を、便宜上の選択によって無視する電力会社とそれを容認する規制委員会は、責任を果たしていない。</p> <p>なぜ免震機能が必要かについては、高田毅士氏をリーダーとする共同研究「原子炉プラントの包括的安全性向上のための地震時クリフエッジ回避技術の開発」2016年3月16日などにくわしい。</p>	

V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（重大事故等防止技術的能力基準2. 1関係）

御意見の概要	考え方
<p>➤ 意図的な破壊攻撃を必ず防御すると確証することは不可能である。破壊を目的とする襲撃者は、守備側にたいして相対的優位を持つように絶えず攻撃能力を向上させるのが必然であるから、技術上の対策を固定的に規定することはできない。したがって、攻撃を受けて災害が発生した場合に被害を緩和するような手段を講じる以外に方法がない。いわば、火災は防げないが消火設備を準備するのと同然である。記載されている対処方針もそれと同種のもので具体性をもち得ない。</p>	<p>➤ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を整備する方針であることを確認しています。</p>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 3 ページの 14 行目「以下」は後段のどこの記載を指すのか？</p> <p>➤ 11 ページの 24 行目「みられない」は「見られない」のほうがよい。27 行目の例と同様。</p> <p>➤ 13 ページの 5 行目「VSP」は全角で記載したほうがよい。11 ページの例と同様。</p> <p>➤ 15 ページの 6 行目「地震動評価を・・・策定する」:「地震動を・・・策定する」の誤記ではないか。</p> <p>➤ 23 ページ／上 1 行目 <内容> 現行案：短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.25 倍と設定した 修正案：短周期の地震動レベルを組合せを考慮するケースの 1.25 倍と設定した 理 由：不確かさの組合せケースの短周期の地震動レベルは、「基本震源モデル」ではなく、「断層傾斜角の不確かさを考慮したケース」及び「破壊伝播速度の不確かさを考慮したケース」の 1.25 倍となるように設定されていることから、「組合せを考慮するケースの 1.25 倍」と記載することが適切と考える。</p>	<p>➤ 有毒ガス評価ガイドについては、審査書(案)「Ⅳ-4.16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等(第26条、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16関係)」に記述があることから、ここで略称を定義しているものです。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見の箇所は、設置許可基準規則解釈別記2を引用していることから、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、「短周期の地震動レベルを断層傾斜角の不確かさケース又は破壊伝播速度の不確かさケースの 1.25 倍と設定した。」に修正します。</p>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 25 ページ／上 10 行目 <内容> 現行案：地震モーメントは入倉・三宅（2001）により断層面積から設定し 修正案：地震モーメントは入倉・三宅（2001）あるいは Murotani et al. (2015) により断層面積から設定し 理由：「F-III 断層+F-IV 断層+F-V 断層による地震」の断層傾斜角の不確かさを考慮したケースの地震モーメントは Murotani et al. (2015) により設定されていることから、「Murotani et al. (2015)」を含めた記載とすることが適切と考える。</p> <p>➤ 77 ページ／下 1 行目 <内容> 現行案：復水器エリア水密扉 修正案：復水器エリア水密扉等 理由：タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）とタービン建物（復水器を設置するエリア）の物理的な分離するための浸水防止設備には、復水器エリア防水壁及び復水器エリア水密扉の他にタービン建物床ドレン逆止弁も含まれるため、「復水器エリア水密扉等」の表記が適切と思われます。</p> <p>➤ 102 ページ／下 8 行目，103 ページ／上 1 行目 <内容> 現行案：降下火災物 修正案：降下火砕物 理由：誤記と思われます。</p>	<p>➤ 御意見を踏まえ、「地震モーメントは、その大きさに応じて入倉・三宅（2001）又は Murotani et al. (2015) により断層面積から設定し」に修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
<p>➤ 129 ページ／上 9 行目 <内容> 現行案：ただし、原子炉制御室及び補助盤室のうち制御盤内並びに原子炉格納容器内の区画における影響軽減に係る設計方針については、(3)、(4) 及び (5) で記載している。 修正案：ただし、原子炉制御室及び補助盤室のうち制御盤内並びに原子炉格納容器内の区画における影響軽減に係る設計方針については、(3) 及び (4) で記載している。 理 由：(5) には「制御盤内並びに原子炉格納容器内の区画」について記載されていないと考えます。</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>
<p>➤ ・146 ページの 28 行目「仮定しない」は「考慮しない」のほうがよいと思います。同 12 行目の例と同様に。 ・146 ページの 31 行目「周辺の公衆」は「周辺公衆」のほうがよいと思います。同 18 行目の例と同様に。</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>
<p>➤ 147 ページ／下 1 行目 <内容> 現行案：重大事故等発生時には遮断機を投入する 修正案：重大事故等発生時には遮断器を投入する 理 由：誤記と思われます。</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>
<p>➤ 150 ページ／下 9 行目 <内容> 現行案：クレーン本体、脱線防止装置及び走行レールに発生する荷重</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>修正案：燃料取替機本体、脱線防止装置及び走行レールに発生する荷重</p> <p>理由：設置変更許可申請書に合わせた「燃料取替機本体」が適切な名称と思われます。また、燃料取替機はクレーン構造ではないと考えます。</p> <p>➤ 173 ページ／表 IV-1 申請者の重要事故シーケンス等の選定について／運転停止中の原子炉における燃料破損防止対策</p> <p>現行案：これは、残留熱除去系のフロントライン系故障、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失のうち、残留熱除去系のフロントライン系故障と残留熱除去系のサポート系故障では崩壊熱除去機能への影響は同じであるが、余裕時間の観点で残留熱除去系のフロントライン系故障が厳しい。なお、外部電源喪失後の崩壊熱除去機能は「全交流動力電源喪失」に包絡される。</p> <p>修正案：なお、残留熱除去系のフロントライン系故障、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失のうち、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失後の崩壊熱除去機能喪失は「全交流動力電源喪失」に包絡される。</p> <p>理由：設置変更許可申請書の追補（添付書類十）において、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失後の崩壊熱除去機能喪失の対策の有効性については、「全交流動力電源喪失」にて確認するとされています。</p> <p>➤ 182 ページ／下 7 行目</p> <p>現行案：評価項目を満足するものの、高め（約 128℃）に推移している解析結果を示している。</p>	<p>➤ 御意見を踏まえ、「これは、残留熱除去系のフロントライン系故障、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失のうち、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失後の崩壊熱除去機能は「全交流動力電源喪失」に包絡されるためである。」と修正します。</p> <p>➤ 御意見の「（約 128℃）」については、「高めに推移している解析結果」を補足的に説明するものとして、審査資料に示されている評価結果を付記したものです。御指摘のとおり「本論点が取</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>修正案：評価項目を満足するものの、高めに推移している解析結果を示している。</p> <p>理由：本論点が取り扱われた時点の解析では温度の数値「約128℃」は示されていないと考えられます。なお、「約128℃」は審査の過程で高圧・低圧注水機能喪失に係る解析見直しが行われた結果を反映した現在の設置変更許可申請書の解析結果の数値と思われます。</p> <p>➤ 230 ページ／下2行目 <内容> 現行案：また、この場合の格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約1.7×10^{-2}mSvであり、5mSvを下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>修正案：(削除)</p> <p>理由：減圧及び炉心冷却操作が遅れた場合の敷地境界での実効線量の評価は、「高圧・低圧注水機能喪失」のシナリオにおいて実施されているものであり、「LOCA時注水機能喪失」のシナリオでは実施されていないと思われま</p> <p>➤ 235 ページ／上20行目、上21行目 <内容> 現行案：約16cm²、約1cm² 修正案：16cm²、1cm² 理由：解析条件の設定値であり、「約」は不要と考えます。</p>	<p>り扱われた時点の解析」の結果ではありませんが、分かりやすさの観点から記載したものであるため、原案のとおりとします。</p> <p>➤ 燃料被覆管の破裂及びそれらからの放射性物質の放出の影響を確認するための炉心の冷却の開始時間を30分遅らせた場合の敷地境界での実効線量の評価は「高圧・低圧注水機能喪失」に記載しています。一方、「LOCA時注水機能喪失」においても、操作条件の不確かさの影響評価として、申請者は、炉心の冷却を解析上の開始時間に対して5分遅れで開始した場合の敷地境界での実効線量について燃料被覆管の破裂の有無の観点から定性的に評価しており、この評価を正確に記載するため「また、この場合でも燃料被覆管の破裂は発生せず、格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、②c.と同等となり、5mSvを下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。」と修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
<p>➤ p. 266 PCV 水素燃焼 解析結果にて、c. は7日後の状況の記載であり次の d. 文頭に「その後」とあるが、d. の内容は12時間後の操作についての記載のため、時系列が一致していない。そのため、c. と d. の内容を入れ替えるのがよい。</p> <p>➤ 307 ページの10行目「判断できる」は「判断した」などと断言できないのか？</p> <p>➤ 313 ページ／上12行目 現行案：緊急時対策要員（初動対応を行う者に限る。） 修正案：緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 理由：設置変更許可申請書では、予期せぬ有毒ガスに対する防護対象者は「運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」となっており、現場要員を含まないことが分かる表現がより適切と考えます。</p> <p>➤ 338 ページ／上5行目 <内容> 現行案：この手順では、現場での操作を計2名により、5分以内に実施する。 修正案：この手順では、現場での操作を計2名により、15分以内に実施する。 理由：設置変更許可申請書の追補（添付書類十）のとおり、「15分</p>	<p>➤ c. は、格納容器破損防止対策の評価項目に対する申請者の解析結果を記載しており、d. は、安定状態に向けた対策として実施する内容を記載しているため、c. と d. の記載の順序は原案のとおりとさせていただきます。また、c. と d. とを時系列で記載する意図はありませんので、御意見を踏まえ、d. の「その後も」は削除します。</p> <p>➤ 御意見を踏まえ、「妥当と認める」と修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
<p>以内」とすることが適切と考えられます。</p> <p>➤ 374 ページ／上 14 行目 <内容> 現行案：原子炉補器代替冷却系による補機冷却水の確保が可能である場合、 修正案：原子炉補機代替冷却系による補機冷却水の確保が可能である場合、 理 由：他箇所では「補機」となっており、誤記と思われます。</p> <p>➤ 384 ページ／上 1 行目 <内容> 現行案：残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には 1 名により、20 分以内に、残留熱除去系（B）注入配管を使用する場合には 修正案：A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には 1 名により、20 分以内に、B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には 理 由：設置変更許可申請書の追補（添付書類十）の記載から、使用する用語は、「A-残留熱除去系スプレイ配管」及び「B-残留熱除去系スプレイ配管」が適切と考えられます。</p> <p>➤ 384 ページ／上 9 行目 <内容> 現行案：残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には、1 名により、25 分以内に、残留熱除去系（B）注入配管を使用する場合には 修正案：A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には、1 名により、25 分以内に、B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合に</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>は 理 由：設置変更許可申請書の追補（添付書類十）の記載から、使用する用語は、「A-残留熱除去系スプレイ配管」及び「B-残留熱除去系スプレイ配管」が適切と考えられます。</p> <p>➤ 390 ページ／上 12 行目 ＜内容＞ 現行案：残留熱代替除去ポンプは原子炉建物原子炉棟内に設置すること、 修正案：残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に設置すること、 理 由：設置変更許可申請書の添付書類八では「原子炉建物付属棟内に設置」とあり、誤りと思われます。</p> <p>➤ 393 ページ／上 13 行目 ＜内容＞ 現行案：よう素の放出量を低減するための原子炉格納容器内の pH 制御系（表 IV-4.7-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。 修正案：よう素の放出量を低減するためのサプレッション・プール水 pH 制御系等（表 IV-4.7-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。 理 由：島根 2 号炉は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水 pH 制御系を用い、プール水中へ薬品を注入し、その後、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ド</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記

御意見の概要	考え方
<p>ライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイするものであるため、「サプレッション・プール水 pH 制御系等」とすることが適切と考えられます。</p> <p>➤ 394 ページ／表 IV-4. 7-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由 <内容> 現行案：(設備名) サプレッション・プール水 pH 制御系及びドライウェル pH 制御系 修正案：(設備名) サプレッション・プール水 pH 制御系等 理 由：島根 2 号炉に「ドライウェル pH 制御系」は存在しないと思われま。原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するためには、サプレッション・プール水 pH 制御系を用い、プール水中へ薬品を注入し、その後、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイするものであるため、「サプレッション・プール水 pH 制御系等」とすることが適切と考えられます。</p> <p>➤ 397 ページ／上 9 行目 <内容> 現行案：b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する。 修正案：b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車及びコリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
<p>理 由：設置変更許可申請書の本文及び添付書類八に合わせ、「コリウムシールド」の記載を追加することが適切と考えます。</p> <p>➤ 414 ページ／下 5 行目 <内容> 現行案：かつ、第 5 3 条等要求事項のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、 修正案：かつ、第 5 2 条等要求事項のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、 理由：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対策は、「第 5 2 条等」の要求事項と考えます。</p> <p>➤ 445 ページ／上 20 行目 <内容> 現行案：その後、高圧発電機車等への燃料補給を 70 分以内に順次実施する。 修正案：その後、高圧発電機車等への燃料補給を 75 分以内に順次実施する。 理 由：設置変更許可申請書の補足説明資料によると、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを使用した場合は「70 分」、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合は「75 分」となっており、長い方の「75 分以内」とすることが適切と考えます。</p> <p>➤ 453 ページ／表 IV-4. 15-1 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ／原子炉格納容器内の酸素濃度 <内容></p>	<p>➤ 御意見を踏まえ、以下のとおり修正します。 「以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 5 3 条等要求事項イ) 及び同ロ) に対応するものであること、②の設計方針が第 5 3 条等要求事項ハ) に対応するものであること」</p> <p>➤ 当該箇所は、燃料補給に用いるタンクそれぞれについて記載することとし、以下のとおり修正します。 「その後、高圧発電機車等への燃料補給を、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、70 分以内に、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、75 分以内に順次実施する。」</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

審査書案の表記	
御意見の概要	考え方
<p>現行案：熱磁気風式酸素検出器 修正案：磁気力式酸素検出器 理由：設置変更許可申請書において、格納容器酸素濃度（SA）の検出器の種類は「磁気力式酸素検出器」とあり、「熱磁気風式酸素検出器」は誤記と思われます。</p> <p>➤ 484 ページ／上 17, 19, 20, 27, 31, 32 行目 <内容> 現行案：IV-4.16(2) 修正案：IV-4.16 2.(2) 理由：誤記と思われます。</p> <p>➤ 484 ページ／下 7 行目 <内容> 現行案：防液堤等 修正案：防液堤 理由：島根 2 号炉においては、有毒ガス防護のために保守管理及び運用管理を実施する対象は防液堤のみと考えます。</p>	<p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p> <p>➤ 御意見のとおりですので、修正します。</p>

**審査書案に対する直接の御意見ではないが
関連するものへの考え方（案）**

年 月 日

御意見の概要	考え方
<p>【審査全般】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 今のミサイルは精度も破壊力高いため、攻撃されたら、原発は間違いなく破壊されます。 ➤ テロリズム対策などについて 島根原発は日本海を挟んで朝鮮半島から至近距離に位置する。残念ながら国家間の緊張状態が続いている朝鮮半島で軍事衝突が生じる場合、日本の対処の仕方次第で島根原発はミサイル、爆撃機などによる軍事攻撃の格好のターゲットになる。大規模な武力攻撃から原発の安全性を守ることが到底不可能であることは言うまでもない。このような地理的条件にある島根原発は有事が生じないうちに運転停止、廃炉にすることが甚大なリスクを回避する上で賢明な方策である。 ➤ 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」からも、島根原子力発電所の再稼働は認められない。東アジアでは地域的な安全保障の枠組みが十分に機能しておらず、国交のない北朝鮮をはじめ、中国やロシアなども弾道ミサイルを配備している状況にある。これらの国ぐにと積極的な外交を進め、地域的な安全保障の枠組みを構築し、相互に弾道ミサイルの削減、廃棄を進めることが求められるが、現状では、偶発的な事故も含めて、弾道ミサイルが飛来する危険性は無くなっていない。ひとたび弾道ミサイルが原子炉に着弾すれば、破局的な事態を招くことは明らかであり、このような地政学的リスクを冒してまで、原子炉を再稼働させなければならない合理的理由は存在しない。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 武力攻撃事態に対しては、武力攻撃対処法及び国民保護法に基づき、必要な対策が講じられます。 ➤ 同上 ➤ 同上

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> ➤ どんなに理屈や審査を経ても反対です。チェルノブイリや福島のような惨劇を繰り返してはいけません。そのような事になってしまう可能性がある事を進めてしまっはいけません。地震の規模はいくらでも想定外は色んな事から起こります。起こってから、想定外でしたではいけません。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 新規制基準は、東日本大震災による東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化しており、これに加え、設計上の想定を超えるような事態を想定外とせずに、電源や注水機能が喪失し炉心損傷に至るような重大事故の発生も想定した十分な対策を行うことを要求しています。さらに、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生し発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生した場合でも可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順書及び体制の整備を行うよう要求しています。
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 幾ら想定外の地震や津波の対策をしたところで、安心安全など決してありません。最悪のシナリオが起きた時、事前にどうしていたか？どう対処しておくべきか？よく考えれば、いえ、考え無くても分かる事だと思っています。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉がひとたび過酷事故を起こせば取り返しのつかない被害が生じることは、2011年3月11日に発生した福島第一原子力発電所事故や1986年4月26日に発生したチェルノブイリ原子力発電所事故を見ても明らかである。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子力の経済的優位性は崩れていくことがすでに予想されている。「想定外」が起こらない可能性は否定できない。起こさないための安全策にはコストがかかり、しかもそれさえこえる事象は十分発生しうる。仮に次の大規模事故が起きた場合、もはやどんな理由も言い分も国民、世界は受け入れないだろうと考えるのが妥当。そしてそれは明日のことかもしれない。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上

御意見の概要	考え方
<p>➤ どれほど厳格な基準に従って作られた施設であっても、あらゆる科学的モデルは現実の理想化・単純化を必然的に伴って作られており、地震・津波・竜巻・火山その他現実の自然事象は必ず切り捨てられた穴を食い破って重大事故をもたらします。これは、一度の重大事故が時間的・空間的に他とは桁違いに巨大な致命的な悪影響をもたらす商業原子力発電という事業では許されません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 世界の中で原発を致し方なく稼働している国々も、せめて日本のような地震が起こりうる所には作っていません。何か起こった時に想定外だと、また言うのでしょうか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 基準地震動や活断層の引き上げ、見直しをされたとしても決して安全という基準に至っていないと思います。一度事故が起きると取り返しがつかないという対策には到底なりません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 避難誘導が理想的に運んだとしても、事故が起きれば、人間の手ではコントロールすることが不可能で、ただ逃げるしかないものを人間の住んでいる近くで稼働すべきではありません。今回、いわゆる新規制基準に照らして、再稼働可能という判断がなされたわけですが、科学が絶えず進歩し、いつまでも完全ということはない以上、将来にわたってかならず、「あの時点では想定できなかった」という事が出現する可能性があるわけです。それは仕方ないことです。しかし、「想定外の出来事が起きたとき、人間の手でコントロールすることができない」ことが、福島で明らかになった後からは、「想定外の事態が起きた時に人間の手でコントロールできない」ことを承知で再稼働することは間違っています。</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ リスクは自然災害の想定範囲を超え、人為的災害（テロ行為等）に加え産業界においては当たり前のヒューマンエラーによる失態を含めば防ぎようがないと考えられる。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 今後の国際紛争及びテロの主要な攻撃形態は、原子力発電所に対する小型爆発物搭載ドローンによるものになると考えます。安価で手軽に実施出来て、国民の戦意継続意思を粗相するのに有効と判断されているからです。現在の対策ではそれを阻止できない可能性が高いと考えます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ その他人為事象に対する設計方針についてミサイル攻撃やテロも想定すべきではないか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 北朝鮮のミサイルだったり、予測不能なテロ等の爆撃に対する設計上の考慮はなされているのか。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 使用済燃料プールは原子炉建屋最上階の位置に、上方からのテロ攻撃に対して薄い天井のみが存在する極めてぜい弱な状態にあります。また、福島事故では水素爆発で破壊された天井のコンクリート片が使用済燃料プール内に落下するなど大きな被害を与えました。原子炉建屋の天井は設計条件を変更して上記の問題を解決するよう、より強固なものにする必要があると考えられます。</p>	<p>➤ 同上 なお、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、必要な水素処理容量を有する静的触媒式水素処理装置等の設備及び手順を整備する方針であることを確認しています。</p>
<p>➤ 発電用原子炉設置変更許可申請書⇒どういう意味ですか。</p>	<p>➤ 発電用原子炉の設置の許可を受けた者が、その許可を受けた事項を変更しようとするとき、原子炉等規制法及び原子炉等規制法施行令に定めるところにより、変更の内容、理由等を記載した申請</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ ”世界一安全な原発”であるという安全神話が流布されている中で、すべての日本の原発は、安全でもなく安全基準が世界一とは程遠いことが福島原発事故後、はっきりと証明されているにも関わらず、安全でないものを安全だと言い放ち、また同じ過ちを繰り返すべく、原発再稼働に突き進んでいることに危惧を覚えます。</p> <p>➤ 新規制基準適合性審査で申請を認めるとしましたが、田中俊一前原子力規制委員長も現更田委員長も安全を保障するものではないと発言しています。</p> <p>➤ 島根原発2号機が新規制基準の合格で、安全性に関して、次の内どのようなことが担保されるのでしょうか。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 事故は起きない。 2. 事故は起きるかもしれないが、米子市には影響が及ばない。 3. 米子市に影響を及ぼすような事故は起きるかもしれないが、市民は安全に避難できる。 4. 米子市に人的・物的被害を及ぼす事故は起きるかもしれないが、その補償は確実になされる。 <p>➤ 福島原発事故の経験、経過と現状をきちんと反映した上での計画でなければ再稼働は不可能であると判断します。</p>	<p>書を原子力規制委員会に提出しなければならないとされており、当該申請書が発電用原子炉設置変更許可申請書です。</p> <p>➤ 今般の審査は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて定めた新規制基準への適合性を確認したものであり、地震、津波といった自然現象の想定や、重大事故に対応するための設備及び手順等の実現可能性などを厳しく審査しました。しかし、安全に絶対はありません。安全追求に終わりではなく、より一層の安全を追求すべく、事業者には努力を継続するよう促しつつ、当委員会としても不断の努力をしていきます。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 原子炉圧力容器破損部から流出する溶融炉心を冷却するために、原子炉格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、意図的に溶融高熱物を水に接触させるものである。このような冷却方式は、「水蒸気爆発を防止するために溶融高熱物は水と接触させてはならない」とする一般産業分野における常識、常道に逆行したものであるとともに、労働安全衛生規則の水蒸気爆発防止規定に違反するので、設置変更許可の取り消しを求める。</p> <p>その理由は次のとおりである。</p> <p>労働安全衛生規則では溶融した高熱の多量の鉱物を取り扱う設備での水蒸気爆発を防止するため、第249条で溶融高熱物を取り扱うピット（高熱の鉱さいを水で処理するものを除く）については地下水、作業用水又は雨水が浸入することを防止すること、第250条で該当設備を有する構築物については床面は水が滞留しない構造とすること、などを定めている。いずれも溶融高熱物を取り扱う際には、水蒸気爆発防止のために溶融高熱物と水との接触を厳しく禁じるものである。島根2号炉での過酷事故時に生じる溶融炉心は「溶融した著しく高熱の多量の鉱物」であり、それを水と接触させる原子炉圧力容器下部への注水方式は、本規則に違反していることが明白である。</p> <p>【特定重大事故等対処施設】</p> <p>➤ 緊急対策所は全面マスクなしに7日間留まり、それに対応する飲食物を用意すると共にその間の総被曝線量が100ミリシーベルトを超えないこととしていることから、中央制御室よりも強度を保っているべき設備と捉えられるが、これに加えて特定重大事故対処等施設が存在することになっている。</p>	<p>➤ 労働安全衛生規則第249条の適用対象となるピットについては、「高熱の鉱さいを水で処理するものを除く。」と規定され、解釈通達に「高熱の鉱（こう）滓（さい）に注水して冷却処理するもの」が例示されていることから、原子炉格納容器下部注水設備のように、水の注入による冷却処理を前提とした設備に適用されるものではないと承知しております。また、第250条の適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。</p> <p>➤ 特定重大事故等対処施設については、本審査に係る設置変更許可申請には含まれていません。特定重大事故等対処施設に関する申請は、別途提出されており、引き続き厳格に審査してまいります。</p>

御意見の概要	考え方
<p>緊急時対応において2つ存在しているのだが、その役割分担が記述されていないため、優先度や運用基準がわからない。緊急事態時に混乱を招く可能性が高くなるので、特定重大事故対処等施設との関係を明確にすべきである。</p> <p>➤ 故意による航空機衝突などによって設備の大規模損壊が発生し、中央制御室と緊急対策所の機能が喪失した場合の対応が定められていると評価されているが、設備基準第42条に定められた特定重大事故等対処設備(特重設備)との関係や特重設備の機能評価、実効性評価等がなされていない。テロ対策を理由とした情報の公開制限は原子力基本法第2条に定められた「民主・自主・公開」の原則を毀損しており、そもそもこの原則を順守できない施設は社会から退場すべきである。</p> <p>【審査基準・審査ガイド】</p> <p>➤ 島根原発2号炉を動かしてはいけません。福島第一原発と同じ沸騰水型の炉です。福島第一原発事故は収束していない上、検証も終わっていません。その事を鑑みるべきです。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故については、国会、政府等において事故調査報告書がまとめられ、基本的な事象進展等について整理されるとともに、日本国政府からIAEAに対し事故報告を提出するなど、新規制基準策定時点において、福島第一原子力発電所事故と同様の事故を防止するための基準を策定するために十分な知見は得られていたと考えています。新規制基準は、これらに加え、IAEAや諸外国の規制基準も確認し、外部専門家の協力も得て策定しており、最新の科学的・技術的知見を踏まえた合理的なものとなっています。</p> <p>なお、安全の追求に終わりではなく継続的な安全向上が重要であることから、福島第一原子力発電所事故の調査・分析については、新規制基準策定後も継続して行っており、平成26年10月には、</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 島根原発は事故を起こした福島第一と同じ沸騰水型原発です。また事故を起こす危険があります。 ➤ 福島第一原発の事故原因の明確な報告がない状態で、再稼動することは、承諾できません。密接して複数の原発が設置されていることは、事故時の対応で、放射能被害がある環境で十分な対応ができません。再稼動は認められません。 ➤ 設置許可基準の耐震基準を見直し、審査をやり直すべきだ。 ➤ 阪神淡路大震災直後に通産省資源エネルギー庁は「原子炉は活断層の上には作らない」と宣言した。ここでいう「上」とは、原子炉から半径 8～9km の範囲で、央道断層から島根原発まで 2.5km の至近距離にある島根原発には設置許可を出せなかった地点である。 	<p>国会事故調報告書において未解明問題として規制機関に対し実証的な調査が求められていた事項を対象に検討を行った結果を中間報告に取りまとめるとともに、本年 3 月には、原子力規制委員会です承された方針に基づいて令和元年 9 月から本年 3 月までに技術的な内容の具体的検討を行った結果等を中間取りまとめに取りまとめています。原子力規制委員会では、福島第一原子力発電所事故の調査・分析を継続するとともに、本年 3 月の中間取りまとめから得られた知見の規制への取り入れについて検討を進めています。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 同上 ➤ 新規制基準では、いわゆる断層に関連する耐震重要施設に係る要求としては、設置地盤に係る要求（許可基準規則第 3 条）と地震による損傷の防止に係る要求（第 4 条）などがあります。前者は、変位が生じるおそれがない地盤に耐震重要施設を設置することを要求するものです。これは変位によって安全機能に重大な影響を与えるおそれがあるため、耐震重要施設を将来活動する可能性のある断層等の露頭が無いことを確認した地盤に設置すること

御意見の概要	考え方
<p>➤ 新規制基準についての看過できない問題点の一つは、福島原発事故以前の安全審査のために制定され、長年適用されてきた「原子炉立地審査指針」を不採用としたことである。</p> <p>重大事故の一つ「大破断 LOCA+非常用炉心冷却系の機能喪失+全交流動力電源の機能喪失」においては、格納容器内の圧力が所定値を超えないように格納容器圧力逃し装置（フィルタベント系）を運転員操作で作動させる。この場合、希ガスはフィルタを素通りして捕捉できないので炉内蓄積量の 100%が排気筒から放出される評価になる。希ガスが排気筒から全量放出された場合、筆者試算では、敷地境界における全身被ばく線量は 0.25Sv を大幅に上回る見通しである。</p> <p>規制委員会は希ガスによる被ばくについて、「重大事故の発生を仮定しても周辺の公衆に放射線障害を与えないこと」とした福島原発事故以前の立地審査指針による規制を撤廃し、「重大事故」時の公衆被ばく線量はどれだけ生じてもよいことに変更したのである。このように、立地審査指針を新規制基準から排除した規制委員会の取り扱いは、「重大事故」時に原発周辺の住民を放射線障害から守ることをやめた規制改悪であり、不当の極みである。</p> <p>➤ 「格納容器破損防止対策の評価項目」として、「周辺の公衆に対し</p>	<p>を求めています。後者は、地震の揺れ（地震力）に対して安全機能が損なわれるおそれがないように耐震重要施設を設計することを要求するものであり、その地震の揺れを求めるために「基準地震動」を策定する必要があります。その際に「震源として考慮する活断層」の評価をすることになりますが、御意見にある宍道断層はこれに含まれます。</p> <p>➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故において、当該事故前の立地審査指針で想定していた事故の規模を上回る事故が発生したことを踏まえ、審査内容を大幅に見直すこととしました。具体的には、従来の「重大事故」、「仮想事故」として想定した放射性物質の放出量を用いる考え方を改め、炉心の著しい損傷が発生した場合でも、基本設計ないし基本的設計方針において、原子炉格納容器の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するという観点から、重大事故等対策の有効性を確認することとしています。</p> <p>有効性評価における放射性物質の放出量の値は、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、重大事故により避難を余儀なくされた住民の方々の帰還が困難となる区域を発生させない観点から、諸外国の安全目標も参考にしつつ、放出量が多く半減期が比較的長い核種である Cs-137 を対象に、100TBq という制限値を設定したものです。希ガスについては、地表面に沈着することなく拡散するものであることから、評価対象とはなりません。</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>て放射線障害を与えないこと。そのめやす線量を敷地境界での全身に対して100mSvとする。」を追加すべきである。新規制基準では、「格納容器破損防止対策の評価項目」として、(c)放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめること。」とし、その判断基準を「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること」(有効性評価ガイド)としているが、これはCs-137の放出量のみを制限しているだけであり、事故後初期の公衆被ばくで問題となる放射性の希ガスとよう素も含めて、放出されるすべての放射性物質による周辺の公衆の被ばく線量の制限には何ら結びつくものではない。Cs-137の放出量制限に付け加えて、放出されるすべての放射性物質による公衆被ばく線量の制限をすべきである。</p> <p>福島原発事故以前には立地審査指針により「重大事故時にも周辺の公衆に放射線障害を与えないこと」としていた規制の大改悪である。希ガスについては評価せず、どれだけ放出されてもよしとすることは、「新規制基準における放射性物質の放出量の制限値は、格納容器の破損による放射性物質の大量放出を防止するための対策の有効性を評価するためのものです。」に反する言辞であり、「重大事故により周辺公衆に対して放射線障害を与えないこと」を規制対象外にしていることを示しており、不当なこと極まりない。</p> <p>➤ 宍道断層など有力活断層に囲まれている島根原発は、さらに県庁所在地の松江市に立地している。30キロ圏内人口は46万人に達し、さらに避難道路などの整備も困難な半島中央部にある。この原発で大事故が起きた場合、松江市の住民が避難できない風向き</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>で放射性物質が拡散することも否定できない。「原子炉立地審査指針」を採用しないこととした規制委員会は、その理由を事故想定が合わなくなったなどとしている。そのとおりである。ならば、立地指針の枠組みで新しく過酷事故、福島第一原発事故を想定するように変更しなければならない。これまでの原発は全て立地審査指針に規定されて建てられた。しかし新規規制基準適合申請審査においてこれを無効化したため、新基準と旧基準では全く異なる想定を前提としていることになる。これは行政処分の連続性と統一性を行政自ら放棄することであり、特に設置許可処分により影響を受ける立地地域住民に対する重大な背信行為である。旧指針において仮想事故を想定した際に、被ばく線量めやす値は「敷地境界で全身に対して0.25Sv」だったが、これが満足できなくなっている。立地指針を無効化するのであれば、既存原発すべての設置許可の取り消しをするべきである。</p> <p>➤ 設置許可基準規則における耐震基準に、熊本地震(2016年4月14日、16日)で発生した短期間における激しい地震の繰り返し(繰り返し地震)を新たな知見と経験として取り入れて、審査をやり直すことを求める。</p>	<p>➤ 熊本地震については、公表された観測記録や各研究機関の研究報告等の知見について、収集・分析を行っており、これまでのところ規制基準等を直ちに見直す必要があるとの知見は得られていないと考えています。</p> <p>原子力発電所で想定される最大規模の地震動である基準地震動に対しては、施設の一部の変形が塑性領域に達する可能性もありますが、塑性変形の程度を小さなレベルに留めることを要求しています。さらに、地震発生時に講ずべき措置について定めることを要求しており、地震により運転が停止した場合には、事業者は地震による施設への影響を確認するために点検を行い、施設の異常の有無や健全性を確認し、補修を行う等、必要な措置を講じられるとしていることを確認しています。例えば、地震加速度が大</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 断層や火山の想定が甘すぎる。過少評価になっているので、審査をやり直すべき。</p> <p>【審査及び意見募集の進め方】</p> <p>➤ 事業者の提出書類の記載に不備・虚偽等あればだれがどう責任を持つのか予め決めておられますか？これだけの資料の量ですので、本当に責任者がきちんと内容を担保している（＝担当者任せになっていない）のか規制庁側でもしっかり確認すべきかと思いました。</p> <p>➤ 今回の原子力規制委員会では、審査書案の審議を延期すべきとする委員が4人中2人いたにもかかわらず、委員長の賛成により、審査書案が通ってしまったことは大変遺憾です。この甘い対応は、中国電力という会社の隠ぺい・改ざん体質を温存し、不祥事慣れが進むのではないかと懸念が生じます。</p>	<p>きいことによる原子炉の自動停止等をこれまでに経験した原子力発電所では、地震観測記録の分析や建屋の地震時の健全性評価を基に、施設が基準地震動を超える影響を受けたかどうか評価した上で、詳細な点検、補修等の特別な保全計画を策定し運用されています。</p> <p>なお、熊本地震の分析については、平成29年4月26日の原子力規制委員会において、原子力規制庁から報告されています。</p> <p>➤ 新規制基準では、地震、津波、火山、竜巻、降水といった発電所の安全機能に影響を及ぼすような自然条件について厳しく想定することを要求しています。</p> <p>➤ 申請書類の記載を正確なものとする責任は申請者である事業者にあります。仮に申請書類に不備、虚偽等の瑕疵があった場合には、その内容に応じて必要な対応を行うこととなります。</p> <p>➤ 御指摘の審議については、委員一人一人が独立した見解を持って賛否を表明した上で、原子力規制委員会の議事は出席者の過半数でこれを決することとしている原子力規制委員会設置法の定めに基づき、最終的な意志決定をしたものです。</p> <p>なお、当該審議の元となった中国電力が原子力規制庁から受領していた非公開の審査ガイドを誤廃棄していた件については、当該審議時点で不明であった事案の詳細及び今後の対応方針を本年9月1日の原子力規制委員会において報告しており、今後、当該審</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 2021年6月23日、審査書案審査の際、テロ対策施設についての貸与されていた資料を廃棄したことが判明したにも関わらず、審査は多数決によって継続された。住民の命・健康に関わる重要な審査にも関わらず、3対2で、少数否決で審議を進行しようとしたことは、原子力規制委員会の住民の命・健康・財産を軽視する姿勢が現れたものと言える。中国電力が原子力発電所を持つ資格があるか、再度検討した上で、審査書案を検討すべきである。</p> <p>➤ 規制委員会では審査書の案をまとめる時に全会一致ではなく賛成3、反対2であったという事です。安全性・技術管理については一人でも異論があれば先に進めないはずです。従って、この審査書（案）は撤回してください。</p> <p>➤ 中国電力は、「宍道断層と鳥取沖西部断層は連動しない」と評価しているが、宍道断層と鳥取沖西部断層が連動するか否かを判断する重要項目は1) 音波探査記録断面の解釈、2) 重力異常の2点である。原子力規制委員会は、この重要項目の審査に当たり、一般には非公開であるヒアリング（密室事前会合）において、規制委員会が事業者に対して有利な判断結果を出すことを国民に知られたくないための方策である。このような審査において決定された、本審査書（案）は撤回すべきである。</p>	<p>査ガイドの提供に関し締結している秘密保持契約の下で、中国電力において秘密情報の適切な管理のために必要な措置が講じられることを確認していきます。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 宍道断層と鳥取沖西部断層との関係について、規制委員会は、公開の第491回審査会合において、連動の可能性の有無を確認する必要があるとの考えを示した上で、事業者に対して、音波探査結果や重力異常等を踏まえた検討を行い説明するよう指摘しています。これに対して事業者は、後日、公開の第515回審査会合において、音波探査結果や重力異常等に基づく検討を行った結果、両断層が連動しないと評価した旨を説明しています。このように、宍道断層と鳥取沖西部断層が連動しないとの評価は、公開会合での審査を踏まえたものです。これらの審査会合に先立って実施しているヒアリングでは、審査会合において行う議論の準備と</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 「科学的」「技術的」の意味がわかりません。どこかで説明していただけますか？意見募集の最初に説明しておいてください。</p> <p>【原子力規制委員会の体制、方針】</p> <p>➤ 原子力規制委員会は、「原子力利用における事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならないという認識に立つた場合（原子力規制委員会設置法1条）、最新の科学的知見（仮に、確立された知見でなくても、安全側に立脚した場合、それが、それ相当の科学的知見である場合も含む）を尊重して、原子力の潜在的危険性と自然災害の脅威・不確実性、科学の不確実性に、真摯に、正面から向き合われ、福島第一原発事故のような重大事故を、万が一にも発生させないと確実に言えるか否か審査され、仮に、それが言えないとすれば、現世代及び次世代の人々と良好な環境保全のため、規制基準への適合性がないと、厳格に判断して頂くことを、心から、強く訴えます。</p> <p>➤ 原子力規制委員会は「人と環境を守る」のが役割の筈です。現在だけではなく、将来も含めた「人と環境」を守ることを考えて下さい。核のリスクを極力低減させ、又、放射性廃棄物の保管・処理・処分を極力シンプルに済ませられるようにするのが、現在と将来の「人と環境を守る」ことに繋がると信じます。「原発ゼロ」でも、電力供給に支障が生じないであろうことも踏まえ、原子力</p>	<p>して、審査会合用資料の内容確認等を行っているものであり、内容についての議論を行っているものではありません。 なお、規制委員会の業務運営の透明性の確保のための方針に基づき、ヒアリングについても議事内容及び資料を公開しています。</p> <p>➤ 科学的・技術的とは一般的な意味で用いています。</p> <p>➤ 原子力規制委員会は、事業者から提出があった設置変更許可申請について、審査会合等において厳格に審査を進めてきており、その結果として、新規制基準に適合しているものと認められることから、今回の審査書（案）を取りまとめたものです。</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>規制委員会には、未来を見据えた判断を期待します。本審査書案は「不適合」とし、島根原子力発電所2号機の稼働は認めるべきではありません。</p> <p>【高経年化対策】</p> <p>➤ リスクを冒してまで、島根原子力発電所の老朽化した2号発電用原子炉を再稼働しなければならない合理的理由は存在しない。</p> <p>➤ 設備の老朽化に関する検算性の検証、評価を求める。島根原発2号炉は営業運転開始が1989年2月10日であり、それ以来32年の年月が経過し、設備の老朽化が進行している。福島原発事故後長期間にわたり運転停止状態という過去には前例のない使用状況下にもあり、次の重要項目に着目した健全性の検証、評価を実施すべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器の中性子照射脆化 ・原子炉再循環ポンプの疲労割れ ・電気・計装ケーブル等の絶縁物の絶縁性低下(重大事故時の雰囲気条件も考慮する。) <p>【平和利用・使用済燃料】</p> <p>➤ 島根原発には1, 2号機の合計、2678体の使用済み核燃料を燃料プールに保管しています(2021年3月末現在)。原子炉よりも耐震性の危ない燃料プールや使用済み核燃料の処分、保管方法のないものを作り出す原発を、動かしていいのか、再度審査を追加して審議し直すことです。</p>	<p>➤ 高経年化対策としては、原子炉等規制法に基づき、運転開始後30年を経過する原子炉施設について、10年ごとに、機器等の劣化評価及び長期保守管理方針を含めた保安規定変更認可を行い、その後の遵守を義務付けています。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 使用済燃料については、国内再処理を原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するとの方針を確認しています。</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 中国電力は現時点において使用済み核燃料の中間貯蔵施設建設計画も発表しておらず、設置変更許可申請も行っていない。中間貯蔵施設の審査や建設には長期間を要すると見込まれ、島根原発2号機を稼働させるのであれば、並行して中間貯蔵施設の建設を進めなければ、使用済み核燃料の保管長期化や保管量増大によるリスクが増大するが、これについての審査が行われていない。使用済み核燃料プールについては、リラッキングなどで無理に詰め込む運用を認めず、十分な余裕をもった状態で運用させること。事業者が中間貯蔵施設建設等使用済み核燃料の確実な搬出先を提示させ、その実現性を審査すること。</p>	<p>➤ 同上 なお、使用済み核燃料の貯蔵設備は、全炉心及び1回の燃料取り替えに必要な燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有するように設計することとされています。</p>
<p>【原子力防災】</p>	
<p>➤ 島根2号機の30キロ圏の人口は46万人で、30キロ圏内に住む寝たきり高齢者・障害者の合計は52,000人います。原発有事の際、この人達の避難をどうするか。介護の人は最低52,000人必要です。一人に二人以上の介護の人が必要な場合、これ以上の人数が必要になります。非常時に、それだけの人数の人を集め、全員無事に避難することは不可能です。</p>	<p>➤ 原子力防災については、原子力災害対策特別措置法に基づき、対策が講じられます。</p>
<p>➤ そもそも避難計画の全体が人を被爆させないように配慮されていません。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備する。事故の対応を行う者だけではダメです。何があっても国民を被爆させないで下さい。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 人口が多い地域の原発を稼働させるに当たっては、住民が安心して</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>きる避難計画をきちんと作ってください。拙速な再稼働は止めてください。</p> <p>➤ 避難計画も全然ダメ。たとえ全員無事にできても、いつ帰宅できるのですか。いつ元戻りの生活となり、生活の補償やら何やら、東京電力に見るように不信以外の何ものでもありません。</p> <p>➤ IAEA は、設置（変更）許可審査の際に、緊急時計画は深層防護（第5層）として実行可能であることが確認されなければならないことを要求しています。日本では規制の対象から外されたままですが、島根原発周辺 30 km 圏内は約 46 万人が避難の対象であり、「広域避難計画」が策定されています。この人口は全国でも3番目に多く、避難に支援が必要な高齢者等の人数も全国で最多となっています。島根原発の重大事故発生時に、誰一人被ばくすることなく、安全にかつスムーズに避難することができ、誰一人生活に困ることのない避難計画でなければなりません。また、30 キロ圏内住民が事故直後に「屋内退避」を強いられます。内閣府原子力防災担当と原子力機構が「屋内退避で内部被ばく線量を約3割低減できる」と試算を出していますが、北海道などの気密性の高い住宅の値を用いたものであり、被ばく防止効果は期待できません。さらに、屋内退避の期間や指示の解除についても明確でなく、自ら避難できない要支援者への対応も定められていません。避難計画の実効性についての審査をすることを避けた審査書案は撤回してください。</p> <p>➤ 島根原発2号炉で事故が起こった場合、30 キロメートル圏内に住む約 46 万人の住民が即座に安全な場所に長期に渡って避難する</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>ことは不可能である。私の住む広島県呉市でも 16450 人を受け入れることになっているが、それは実際には不可能である。よって、中国電力に島根原発 2 号機の設置許可を与えることはできないと考える。</p>	
<p>➤ 松江、出雲、安来、雲南、米子、境港の 6 市の島根原子力発電所から 30 キロ圏内に人は 46 万人が暮らし、避難が難しい。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 島根原発から 30 キロ圏内に住んでいる方は、全国で 3 番目に多いと承知しています。そして広域避難として、私の住んでいる広島県にも 17 万人以上の方が避難されてきます。広島県の自治体では、一つの町を除いて全市町に来られますが、その来る方法も実効性のある方法は考えられないと思います。広島県では 22 の市町が避難者を受け入れますが、自治体の内、避難所運営マニュアルを作成しているのは 11 という状況です。広域避難の難しさを思っています。私は、避難問題についても原子力規制委員会のようなきちんとした組織が審査することが必要と考えます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 避難計画の問題 ○30 キロ圏内に住む住民は約 46 万人で、国内で 3 番目の大きさである。 ○実効性のある避難計画は策定できない。 ○高齢者など要支援者の数が国内で一番多い状況 ○広島・岡山など県外広域避難が必要で、その体制が整っているとは思えない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ この地域は、地震、火山、津波と、巨大な自然災害を経験してお</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>り、また避難のための交通インフラも脆弱です。東日本大震災の時のように西風が吹けば、プルームは島根県や隣接する広島県のみならず、近隣の鳥取県、岡山県、国立公園の瀬戸内海および沿岸の各県にも到達し、深刻な汚染をもたらす可能性が高く、中国四国近畿地方の農業林業漁業、観光など第3次産業へのダメージは計り知れません。</p> <p>【その他関連する御意見】</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 汚染水の処理の技術が進み、核のゴミ（原子力発電所で使い終わった核燃料から出る高レベル放射性廃棄物のこと）の処理が技術的に処理できるようになってから原発を再稼働すべきである。 ➤ 本案に賛成である。引き続き防災の徹底と人材育成の促進を行っていただきたい。 ➤ 福島第一原発での収束作業が安全に終了するまでは他の原発を稼働させないことを望みます。 ➤ 原発を稼働させることは行き場の無い危険な核のゴミを増やすこととなり、またその保管や監視のための労力や資金も増え続けます ➤ 使用済み核燃料など多くの負の遺産を未来の世代に残すこととなります。以上の理由により、島根2号機の稼働には絶対反対です。今なら、使用済み核燃料はありません。速やかに廃炉にすべきです。我々は未来の子供たちから、この地球、日本を預かっているだけです。今だけ、金だけ、自分達だけが良ければいいと考 	<p>➤ 今回の意見募集は中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（2号炉発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（案）に対する科学的・技術的意見が対象です。</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>えずに、未来のため、稼働を止めてください。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="129 296 1106 421">➤ 福島原発事故のこともまだ終わっていません。10年以上たったのに、原発のゴミのことについてもどうするかわからないままです。 <li data-bbox="129 480 1106 604">➤ 原子力発電に伴い発生する核廃棄物の処理場がないのに、これ以上増やしてどうするのでしょうか。再稼働などもってのほかです。 <li data-bbox="129 663 1106 826">➤ 稼働することで生じる核のゴミの処分方法について、上記と同様住民の理解が得られているか確認が必要です。さらに10万年先まで責任の持てる核のゴミの処分計画を処分地も含めて示して下さい。 <li data-bbox="129 885 1106 1370">➤ 使用済み核燃料を再処理した後に残る高レベル放射性廃棄物の地層処分についてはいまだに地層処分する最終処分場の候補地選定すらままならない状況である。実際問題として、国土全体が火山や活断層に覆われている日本では数万年に渡って安定している地層処分に適した土地を見つけるのはほぼ不可能ではないだろうか。このように、この審査書案が対象としている技術はその技術の活用によって生じる廃棄物の処理方法すら定まっていない未完成の技術と言える。このような未完成の技術に対して未完成な部分の議論を抜きにして他の部分の議論をするのはまったく意味がない。したがって、この審査書案の全ページを一旦撤回すべきである。 	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1137 296 1256 328">➤ 同上 <li data-bbox="1137 480 1256 512">➤ 同上 <li data-bbox="1137 663 1256 695">➤ 同上 <li data-bbox="1137 885 1256 917">➤ 同上

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 放射性廃棄物の処理方法について、具体化の目途がたっていないとはいえない現状で、さらに放射性廃棄物を産み出さざるをえない原子力発電の再開は、事態を悪化させると考えます。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 「持続可能な社会」を目指すのであれば、電力の使用量を減らし、生活の近所で必要量をまかなえる量を創る方向を真剣に検討してほしい。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 最初から原発を稼働させねばよいのです。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 2010年、長年511件もの「点検もれ」を会社ぐるみで放置してきた。以上のような安全管理ができない会社は信用できません。この審査書（案）は撤回すべきです。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉設置に反対です 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 一切の原子炉建設、運用に対して強く抗議します。故郷を破壊する危険のある原子力利用に反対します。即刻中止してください。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 島根原発2号機は再稼働せず廃炉にして下さい。その理由は、放射能から人類を守るためです。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 中国電力は、昨今まで、法的な後ろ盾のない、上関原発建設海域でのボーリング調査を行おうとしていました。これは、同社の住民軽視をうかがわせるものです。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ そもそも原子力発電から生じる核廃棄物の処理のための技術的 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上

御意見の概要	考え方
<p>方法も確立していない中、原発を動かすこと自体が間違っていると思います。また、地震や津波だけでなく、様々異常気象による災害、またテロや操作ミスなど人為的な原因による事故のリスクを考えると、より一層原発を動かすことは間違っていると思わざるを得ません。今後、再生可能エネルギーが主力になる潮流を考えると、原発再稼働にコストをかけることは無駄としか言いようがありません。事故を起こせば、松江や島根の住民だけでなく、西日本に大きな被害をもたらします。リスクとベネフィットを考えると、原発にベネフィットは見いだせません。設置変更許可など認めず、廃炉にするべきです。</p> <p>➤ 一般市民生活や、既存の工業設備においてはその災害規模が社会的に許容範囲に収まっていて、家屋も工場設備も火災保険や第三者損害賠償保険によって加害者と被害者間の賠償システムが確立されている。しかし、原発災害は事業者の保険上限はごく少額に限られており（2千億円。福島事故費用は現段階で22兆円。つまり1/100）、原発は単に人工的な民生用のユーティリティ供給システムでありながら、そのような不可抗力の自然災害と同様の被害受忍を一般市民に強制する権利があるのでしょうか？ 社会的存立条件を満たしているとは考えられない。原子力規制業務として市民に保証できる限界を明示することも規制委員会の責務である。</p> <p>➤ 事故の確率が下がったとのご判断であるなら、万が一の事故に備えて上限のない損害賠償責任保険をかけていただくよう、ご指導下さい。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 個人の生活や自治体及び社会への損害に対する補償の試算環境汚染に対する(主に除染や電力会社が所有者となる放射性物質の回収義務)科学的な対応とその費用換算及び、電力会社からの捻出が可能であるかどうか?も不透明であると考えます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 全ての原発即時廃炉に。全ての資金、技術、人員を福島事故の完全収束に注ぐ事。福島事故全ての被災者の完全救済を。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ もっともらしいことを並べ立てたとしても、想定外の事項が起こって誰も責任を取らないことだけは福島第一原発事故の経緯を歴史的に見ただけでも言える。このような原子力政策をいつまで続けるのであろうか。世界では自然エネルギーの潮流が主流である。科学的に論理を並べ立てても人間が動かす時点で、原子力はコントロールできないことだけは明白ということがこの10年で判明した。原子力規制委員会は原子カムの虞にならないことを設置法の趣旨としながら、結局原子力政策を追認するだけの組織となった。いまや原子力は将来世代の負債というだけである。科学的にも、経済的にも、もはや原発を動かす理由はなくなった。何のために動かすのか。自分の子供にわかるように説明していただきたい。胸に手を当てて自身の無駄な仕事について考えていただきたい。島根原発は稼働すべきではない。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 2011年3月11日、地震による津波で原発事故が起きました。放射性物質による汚染で自宅に帰ることができなくなった場所、「帰還困難区域」は337平方キロメートルにもなり、その面積は名古屋市とほぼ同じです。福島第一原発から一番離れた帰還困難区域は直線距離で約30kmになり、島根原発二号機から出雲市役</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>所までとほぼ同じ距離になります。島根原発から半径 30 キロの円の中には出雲市役所、雲南市役所、安来市役所、境港市役所がその中に入り、松江市は全域がすっぽりと中に入ります。それはこの円のどこかが帰還困難区域になる可能性があることを示しています。原発の危険性、ひとたび事故が起これば人体に被害が及ぶ核物質を発電に用いる事は、倫理上問題があると常に思っていました。この事故は知っていながら何もできなかった自分の責任だと思っています。島根原子力発電所二号機は運転してはいけません。以下の理由から再稼働に反対します。</p> <p>➤ 田中俊一<日本の原発はこのまま「消滅」へ>と島崎邦彦<葬られた津波対策…> 規制委の前委員長と前委員長代理は間違っ た原子力規制行政を造っておいてなぜ今ごろ発言 田中俊一前 原子力規制委員長が月刊「選択」11月号の巻頭インタビュー<日 本の原発はこのまま「消滅」へ>はなかなか強烈だ。規制委の前 委員長も前委員長代理も職を離れると割とまともな発言をする。 以上から、今の新規性基準による審査に合格しても安全だとは誰 にも言えない。合格を取り消すべきだ。</p> <p>➤ 原発でなくても電気はおこせます。原発再稼働すれば核廃棄物が でて、その置き場もありませんし、安全に確保する技術もありません。 原発再稼働を容認するなら推進者すべてが事故がおこったら 税金で後処理するのではなく、推進者全ての人が子孫にもわたり 賠償するという文言をいれてください。公務員は憲法順守義務 があります。現在および未来の主権者のために、私達の国土や海 を島根・鳥取をこえ長い世代にわたり影響を与え、日本の経済そ のものも終わってしまう原発再稼働はやめ自然由来エネルギー</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>に早急にシフトしてください。</p> <p>➤ 常識的に考えて、4 つものプレートがひしめきあって造山運動の真ただ中にあるような地域で、原発を建設している国はほかにあるのでしょうか。もちろん、ありません。少なくとも欧米など先進国で原発を建設している国の多くは、数億年単位で安定した地殻の上にあります。地震・火山の予知さえ無理な現状で、どのように厳しい規制をしたところで原発を稼働させるリスクは、高すぎるのがわかります。政治的ではなく、科学的事実だけから国民の「生命・健康及び財産の保護」という使命を果たすことが、原子力規制委員会の役割です。</p> <p>➤ 設計基準動地震レベルの繰り返し地震に見舞われると、蒸気発生器伝熱管及び原子炉格納容器の伸縮式配管貫通部について安全機能が損なわれるおそれがある原発が存在する。PWR と BWR とともに繰り返し地震に対して安全性を担保する規制要求が必要である。 ○参考文献：滝谷紘一「繰り返し地震を想定する耐震基準改正を求める」『科学』Vol. 86、No. 12（2016年12月号）、1205～1210頁</p> <p>➤ 本審査の合格が出れば、第2の安全神話が確立され、行政その他、関係機関は規制委のお墨付きさえあれば再稼働へYESと言わざるをえない。もっと一般住民に対して、信頼性のある説明がなされるべきである。市民のいのちとくらしとふるさとを守るため、また判断する術のない未来を担う子どもたちへの責任として原発再稼働はもっと熟議されるべき問題であると考えます。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 島根原発再稼働に反対します。再稼働の是非は島根県だけの問題ではないと思います。やめて下さい。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 使用済み核燃料を、これ以上 1g も増やさないでください。安全な廃炉を望みます。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 福島原発事故は継続中です。東日本の汚染状況は深刻です。「第二のフクシマ」が起きれば、この国の歴史は終わります。再稼働は認めるべきではありません。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 新設された AI 監視システムですが、社員はどの程度これに依存しているのでしょうか。人間の質も担保されているとは言い難いですが、システムもまた、往々にして誤った判断を下すものです。たとえば AI 監視システムが誤った判断を下した場合、若手の人員はそれを見抜くことが出来るのか。逆に AI 監視システムの判断が正しいのに、ベテランが思い込みでそれを黙殺することは無いのか。どちらかに頼り切りになる事態は避けなければなりません。規制委員会として、AI 監視システムの信頼性は評価したのでしょうか。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原発を動かすこと自体に反対です。 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 再稼働の同意はとうていできません。多額のお金を無駄に工事につぎ込む前に廃炉を決めるべき。お金は福島第一原発事故の賠償にあててほしい 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 島根原発 2 号機再稼働に反対します。現在も福島第一原子力発電 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 同上

御意見の概要	考え方
<p>所事故収束の最中であり、終了時期や必要となるリソース（資機材・人材・予算）も見通せていません。このような中で、原発を再稼働させ、万一に事故が起きれば、とりかえしのつかない事態になります。原子力施設の安全性が完全でない事は福島第一原発の事故で明らかになり、原子力規制委員会や事業者も認めているところです。更なる事故の可能性をなくすために、原子力施設を稼働させないことが一番です。</p>	
<p>➤ 2017 年末発売の岩波新書「原子力規制委員会―独立・中立という幻想」から、原子力規制委員会の審査合格を信用しない。新規制基準を作り直して審査しなおしていただきたい。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 中国電力株式会社島根原子力発電所 2 号炉の発電用原子炉設置変更許可に反対です。事故を起こして 10 年以上経過してもなお、廃炉の見通しのたたない福島第一原発を抱える国として、すべての原子炉を早急に廃炉すべきです。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 設置変更許可はしないでください。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原発は危険で必要もないので設置変更許可をしないでください。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 福島第一原発事故(2011 年 3 月 11 日)の教訓が、全く生かされずにこの日本国での再稼働はあり得ない。事故を目の当たりにして人類の愚かさをまざまざと見せつけられた今日、なすべきことは事故原因を明らかにして国民に知らせることであろう。この事故で変わった事は、ただ一つ「放射能を外に漏らさない」であった事が、「爆発が起きるまでに原子力発電所から水蒸気とともに放射</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>能を放出する」に変わった。これは、その地域に住む人々に放射能を浴びながら逃げて下さいと命令しているものです。あの東京電力でさえ自力で事故修復が出来ない今日、ましてや中国電力の体力では一度事故が起これば事業そのものが出来なくなってしまう恐れがあります。電気事業そのものは必要ですが。原発事業から撤退される時期なのではないでしょうか。いくら国策とはいえ一民間企業に「核」を扱うには限界があります。原発事業に的確な「安全」「安心」はありません。使用済み核燃料の後始末さえ出来ない現状に再稼働は無責任です。どこでも起こる想定外の自然災害に原発は耐えられません。地域住民の命と暮らしを守る為に原発事業は要りません。</p> <p>➤ 鳥取県、境港市、米子市は30キロメートル圏内の自治体です。。安全協定が立地自治体と周辺自治体とは異なっています。周辺自治体には電力会社からの報告で意見を述べるだけで同意・不同意の権利はありません。しかし、同じように避難計画は義務付けられています。国が周辺自治体にも「再稼働」について立地自治体と同じ条件にすべきです。国が再稼働・稼働の条件として項目に入れるべきことであると強く思います。事故が起きたときのリスクは福島で明らかです。</p> <p>➤ 30キロ圏内の自治体の事前了解権について（ページなし）…避難計画の策定を義務付けられており、原発事故の際には命を脅かされる再稼働が、頭ごなしに勧められるのは市民には看過できないことです。30キロ圏内の自治体の事前了解権について、義務付けられるべきです</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>➤ 県庁所在地にある唯一の原発で、同意権が、島根県と松江市だけ。30キロ圏内にある出雲、安来、雲南、鳥取県、米子、境港にはなく、事故時の避難計画が求められていて非常に不公平。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ プレートは動いており、故意・過失によっても原子炉が生体を破壊する放射線を放出した歴史があります。中国電力安全委員も、ニューモ説明者も福島へ泥上げに行っていない。行くと、補償は被災者を分断し、有意にがんが多発しています。原発はすすめないでください。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原発は不慮を起こした場合、原子力爆弾よりもさらに大きな被害を及ぼす可能性を秘めております。広島県民として、島根県の原発に反対します。被爆国である日本が、世界へ原発のない世の中になるようメッセージを発信しないといけないと思います。私はこれからも微力ながら脱原発の道を切望します。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 原発を動かすために再生可能エネルギーへの転換や、電力市場の安定が妨げられているように思われます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 不正を繰り返す電力会社の信用を回復し、近隣だけではなく広範囲で住んでいる方々の意見を聞くべきです。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 中国電力は、不祥事を積み重ねるにつれて、徐々に住民説明会などの真摯な対応をしなくなり、不祥事慣れをしているように見えます。</p>	<p>➤ 同上</p>
<p>➤ 核廃棄物を安全に処分する技術を人類は未だ有していない。これ</p>	<p>➤ 同上</p>

御意見の概要	考え方
<p>までの原子力への投資は sunk cost として損切りし新たなエネルギー構想を、各分野の専門家により構築すべき。</p> <p>➤ 放射能利用が許されるのは太陽のみである。太陽が地球に放射線をとどける時地球はバンアレン帯をはじめとしどれだけ生物に対する防御をしているか知るべきです。また、地球が人々を生きかすための自浄作用の閾値を超えている部分もすでにあると思う。</p> <p>➤ 新電力源が未だに開発されない中、脱炭素社会を早急に実現させるうえでも、今現在、必要不可欠な原子力発電です。再生可能エネルギーも、太陽光発電システムの盛土移設により熱海で土石流の大惨事を招いた事実。風力にしても地熱にしても設置場所や環境対策がネックとなり、中々進展しない現実。最大供給量を誇る火力も早急に減らさねばならない状況では、原子力に頼るしかないのです。</p> <p>➤ 中国電力の安全文化棚上げの屁理屈を、稼働期間中の巨大災害はないとの信仰に基づく審査を横行させる規制委員会が黙認する構図は犯罪的である。</p>	<p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p> <p>➤ 同上</p>

中国電力株式会社島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）の核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に規定する許可の基準への適合について（案）

番 号
年 月 日
原子力規制委員会

平成25年12月25日付け電安炉技第14号（令和3年5月10日付け電安炉技第1号、令和3年6月14日付け電安炉技第7号、令和3年6月17日付け電安炉技第8号及び令和3年9月6日付け電安炉技第16号をもって一部補正）をもって、中国電力株式会社 取締役社長 苅田 知英から、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「法」という。）第43条の3の8第1項の規定に基づき提出された島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）に対する法第43条の3の8第2項において準用する法第43条の3の6第1項各号に規定する許可の基準への適合については以下のとおりである。

1. 法第43条の3の6第1項第1号

本件申請については、

- ・発電用原子炉の使用の目的（商業発電用）を変更するものではないこと
- ・使用済燃料については、原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律（平成17年法律第48号。以下「再処理等拠出金法」という。）に基づく拠出金の納付先である使用済燃料再処理機構から受託した、法に基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するという方針に変更はないこと
- ・海外において再処理が行われる場合は、再処理等拠出金法の下で我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者において実施する、海外再処理によって得られるプルトニウムは国内に持ち帰る、また、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けるという方針に変更はないこと
- ・上記以外の取扱いを必要とする使用済燃料が生じた場合には、平成12年3月30日付けで許可を受けた記載を適用するという方針に変更はないこと

から、発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められる。

2．法第43条の3の6第1項第2号（経理的基礎に係る部分に限る。）

申請者は、本件申請に係る重大事故等対処設備他設置工事等に要する資金については、自己資金、社債及び借入金により調達する計画としている。

申請者における工事に要する資金の額、総工事資金の調達実績、その調達に係る自己資金及び外部資金の状況、調達計画等から、工事に要する資金の調達は可能と判断した。このことから、申請者には本件申請に係る発電用原子炉施設を設置変更するために必要な経理的基礎があると認められる。

3．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。）

添付のとおり、申請者には、本件申請に係る発電用原子炉施設を設置変更するために必要な技術的能力があると認められる。

4．法第43条の3の6第1項第3号

添付のとおり、申請者には、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と認められる。

5．法第43条の3の6第1項第4号

添付のとおり、本件申請に係る発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであると認められる。

6．法第43条の3の6第1項第5号

本件申請については、発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項に変更がないことから、法第43条の3の5第2項第11号の体制が原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであると認められる。

(修正案)

中 国 電 力 株 式 会 社
島 根 原 子 力 発 電 所 の
発 電 用 原 子 炉 設 置 変 更 許 可 申 請 書
(2 号 発 電 用 原 子 炉 施 設 の 変 更)
に 関 す る 審 査 書

(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)

年 月 日

原子力規制委員会

目次

I	はじめに	1
II	発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	4
III	設計基準対象施設	10
III-1	地震による損傷の防止（第4条関係）	10
III-1.1	基準地震動	10
III-1.2	周辺斜面の安定性	29
III-1.3	耐震設計方針	30
III-2	設計基準対象施設の地盤（第3条関係）	45
III-3	津波による損傷の防止（第5条関係）	51
III-3.1	基準津波	51
III-3.2	耐津波設計方針	61
III-4	外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）	87
III-4.1	外部事象の抽出	88
III-4.2	外部事象に対する設計方針	89
III-4.2.1	竜巻に対する設計方針	90
III-4.2.2	火山の影響に対する設計方針	95
III-4.2.3	外部火災に対する設計方針	105
III-4.2.4	その他自然現象に対する設計方針	114
III-4.2.5	その他人為事象に対する設計方針	116
III-4.3	自然現象の組合せ	117
III-4.4	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	118
III-5	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）	119
III-6	火災による損傷の防止（第8条関係）	119
III-7	溢水による損傷の防止等（第9条関係）	133
III-8	誤操作の防止（操作の容易性）（第10条関係）	143
III-9	安全避難通路等（第11条関係）	144
III-10	安全施設（第12条関係）	145
III-11	全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）	149
III-12	炉心等（第15条関係）	149
III-13	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）	150
III-14	原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条関係）	152
III-15	安全保護回路（第24条関係）	152
III-16	放射性廃棄物の処理施設（第27条関係）	153

III-17	保安電源設備（第33条関係）	155
III-18	気象条件の変更	159
IV	重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力	161
IV-1	重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）	163
IV-1.1	事故の想定	164
IV-1.2	有効性評価の結果	175
IV-1.2.1	炉心損傷防止対策	175
IV-1.2.1.1	高圧・低圧注水機能喪失	176
IV-1.2.1.2	高圧注水・減圧機能喪失	184
IV-1.2.1.3	全交流動力電源喪失	190
IV-1.2.1.4	崩壊熱除去機能喪失	209
IV-1.2.1.5	原子炉停止機能喪失	220
IV-1.2.1.6	LOCA時注水機能喪失	227
IV-1.2.1.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	235
IV-1.2.2	格納容器破損防止対策	241
IV-1.2.2.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	242
IV-1.2.2.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	254
IV-1.2.2.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	260
IV-1.2.2.4	水素燃焼	265
IV-1.2.2.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	271
IV-1.2.3	使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策	279
IV-1.2.3.1	想定事故1	280
IV-1.2.3.2	想定事故2	283
IV-1.2.4	運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策	287
IV-1.2.4.1	崩壊熱除去機能喪失	287
IV-1.2.4.2	全交流動力電源喪失	292
IV-1.2.4.3	原子炉冷却材の流出	297
IV-1.2.4.4	反応度の誤投入	302
IV-1.2.5	有効性評価に用いた解析コード	306
IV-2	重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1.0関係）	310
IV-3	重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）	318
IV-3.1	重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）	319
IV-3.2	地震による損傷の防止（第39条関係）	323

IV-3. 3	津波による損傷の防止（第40条関係）	326
IV-3. 4	火災による損傷の防止（第41条関係）	327
IV-3. 5	重大事故等対処設備（第43条関係）	327
IV-4	重大事故等対処設備及び手順等	331
IV-4. 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設備及び手順等 （第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1関係）	332
IV-4. 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 設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2 関係）	340
IV-4. 3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第4 6条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 3関係）	348
IV-4. 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 設備及び手順等（第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 4 関係）	360
IV-4. 5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及 び重大事故等防止技術的能力基準1. 5関係）	369
IV-4. 6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第49条及び重 大事故等防止技術的能力基準1. 6関係）	377
IV-4. 7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50 条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）	386
IV-4. 8	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備及び手順等（第 51条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 8関係）	396
IV-4. 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設備及び手順 等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 9関係）	405
IV-4. 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設備及び手順 等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 10関係）	412
IV-4. 11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第54条及び 重大事故等防止技術的能力基準1. 11関係）	417
IV-4. 12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等 （第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12関係）	426
IV-4. 13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備及び手順等（第56条 及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13関係）	431
IV-4. 14	電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等 防止技術的能力基準1. 14関係）	440
IV-4. 15	計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力 基準1. 15関係）	449

IV-4. 16	原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第26条、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16関係）	461
IV-4. 17	監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17関係）	472
IV-4. 18	緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18関係）	481
IV-4. 19	通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第35条、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19関係）	491
V	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応	498
VI	審査結果	503
	略語等	504

I はじめに

1. 本審査書の位置付け

本審査書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第43条の3の8第1項の規定に基づいて、中国電力株式会社(以下「申請者」という。)が原子力規制委員会(以下「規制委員会」という。)に提出した「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)」(平成25年12月25日申請、令和3年5月10日、令和3年6月14日、令和3年6月17日及び令和3年9月6日補正。以下「本申請」という。)の内容が、以下の規定に適合しているかどうかを審査した結果を取りまとめたものである。

- (1) 原子炉等規制法第43条の3の8第2項の規定により準用する同法第43条の3の6第1項第2号の規定(発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること。)のうち、技術的能力に係る規定。
- (2) 同項第3号の規定(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りる技術的能力があること。)
- (3) 同項第4号の規定(発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。)

なお、原子炉等規制法第43条の3の6第1項第1号の規定(発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。)、同項第2号の規定のうち経理的基礎に係る規定及び同項第5号の規定(第43条の3の5第2項第11号の体制が原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。)に関する審査結果は、別途取りまとめる。

2. 判断基準及び審査方針

本審査では、以下の基準等に適合しているかどうかを確認した。

- (1) 原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号の規定のうち、技術的能力に係る規定に関する審査においては、原子力事業者の技術的能力に関する審査指針(平成16年5月27日原子力安全委員会決定。以下「技術的能力指針」という。)
- (2) 同項第3号の規定に関する審査においては、技術的能力指針及び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(原規技発第

1306197号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）。

- (3) 同項第4号の規定に関する審査においては、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。）、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）。以下「設置許可基準規則解釈」という。）及び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）。以下「火災防護基準」という。）。

また、本審査においては、規制委員会が定めた以下のガイド等を参照するとともに、その他法令で定める基準、学協会規格等も参照した。

- (1) 原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第1306190号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火山ガイド」という。)
- (2) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第1306191号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「竜巻ガイド」という。)
- (3) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第1306192号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「外部火災ガイド」という。)
- (4) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（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）。以下「溢水ガイド」という。)
- (5) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（原規技発第1306194号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。)
- (6) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（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）。以下「有効性評価ガイド」という。)
- (7) 実用発電用原子炉に係る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に関する審査ガイド（原規技発第1306196号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「SFP評価ガイド」という。)
- (8) 実用発電用原子炉に係る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に関する審査ガイド（原規技発第1306197号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「停止中評価ガイド」という。)
- (9) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（原規技発第1306198号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。)

- (10) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発第1306191号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「地質ガイド」という。）
- (11) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第1306192号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「地震ガイド」という。）
- (12) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「津波ガイド」という。）
- (13) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第1306194号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「地盤ガイド」という。）
- (14) 有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（原規技発第1704052号（平成29年4月5日原子力規制委員会決定）。以下「有毒ガス評価ガイド」という。）

なお、本審査は、1号炉及び3号炉の原子炉圧力容器には燃料を装荷しないことを前提としている。

3. 本審査書の構成

「Ⅱ 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力」には、技術的能力指針への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅲ 設計基準対象施設」には、設置許可基準規則のうち設計基準対象施設に適用される規定への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」には、設置許可基準規則のうち重大事故等対処施設に適用される規定及び重大事故等防止技術的能力基準への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅴ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」には、重大事故等防止技術的能力基準のうち「2. 1 可搬型設備等による対応」への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅵ 審査結果」には、規制委員会としての結論を示した。

なお、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の双方の機能を有する施設のうち、原子炉制御室等、監視設備、緊急時対策所及び通信連絡設備に関する審査内容については、「Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」において、設計基準対象施設としての基準適合性に関する審査内容と併せて示した。

本審査書においては、法令の規定等や申請書の内容について、必要に応じ、文章の要約、言い換え等を行っている。

本審査書で用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

Ⅱ 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要求している。

また、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りる技術的能力があることを要求している。

本章においては、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りる技術的能力についての審査結果を記載する。なお、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて新たに要求された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ついての審査結果は、Ⅳ－2、Ⅳ－4及びⅤで記載する。

規制委員会は、申請者の当該技術的能力を技術的能力指針に沿って審査した。具体的には、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鑑み、技術的能力指針の項目を以下の項目に整理して審査を行った。

1. 組織
2. 技術者の確保
3. 経験
4. 品質保証活動体制
5. 技術者に対する教育・訓練
6. 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、技術的能力指針に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 組織

技術的能力指針は、原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守を実施するために、役割分担が明確化された組織を構築すること又は構築する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 設計及び工事並びに運転及び保守の業務は、島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定めた業務所掌に基づき実施する。
- (2) 設計及び工事の業務は、電源事業本部（原子力管理、原子力安全技術、電源土木、電源建築）及び本発電所の担当課それぞれにおいて実施する。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。
- (3) 運転及び保守の業務は、電源事業本部（原子力管理）及び本発電所の担当課それぞれにおいて実施する。なお、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。また、これらの組織は、本社に設置する原子力防災組織とも連携する。
- (4) 保安規定等の法令上の手続きを要するものについては、本社の原子力発電保安委員会において審議し、本発電所で使用する手順については、本発電所の原子力発電保安運営委員会において審議する。

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守の業務を実施する本社電源事業本部（原子力管理、原子力安全技術、電源土木、電源建築）及び本発電所の担当課並びに本社の原子力発電保安委員会及び本発電所の原子力発電保安運営委員会については、保安規定等で定めた業務所掌に基づき本社と本発電所の役割分担を明確化した上で業務を実施するとしており、更に自然災害及び重大事故等の非常事態に対応するための組織として、原子力防災組織を設置し、対応していることなど、申請者の組織の構築については適切なものであることを確認した。

2. 技術者の確保

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を行うための専門知識、技術及び技能を有する技術者を確保すること又は確保する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 電源事業本部及び本発電所においては、設計及び工事並びに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。さらに、本発電所では、自然災害及び重大事故等へ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。

- (2) 設計及び工事に必要な技術者は、業務の各工程において必要な人数を配置する。また、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。
- (3) さらに、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。

規制委員会は、電源事業本部及び本発電所における、技術者数の推移、採用実績、教育及び訓練実績により、設計及び工事並びに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を確保していること、今後とも計画的かつ継続的に採用、教育及び訓練を実施するとしていることなど、申請者における技術者の確保については適切なものであることを確認した。

3. 経験

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な経験として、本申請と同等又は類似の施設の経験を有していること又は経験を蓄積する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 本発電所 3 基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験に加えて、約 45 年にわたる運転及び保守の経験を有する。
- (2) また、東京電力福島第一原子力発電所事故以前に自主的なアクシデントマネジメント対策として再循環ポンプトリップ、代替制御棒挿入、原子炉又は原子炉格納容器への代替注水、原子炉自動減圧及び非常用電源のユニット間融通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高圧発電機車、消防ポンプ等の配備を通じた設計及び工事並びに運転及び保守の経験を有する。
- (3) さらに、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、設計及び工事並びに運転及び保守の経験を蓄積する。

規制委員会は、緊急安全対策も含めたこれまでの設計及び工事並びに運転及び保守の経験に加えて、国内外の関連施設への技術者派遣実績並びにトラブル対応情報の収集及び活用の実績があること、また、今後ともこれらを適切に継続する方針であることなど、申請者の設計及び工事並びに運転及び保守の経験並びに経験を蓄積する方針については適切なものであることを確認した。

4. 品質保証活動体制

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動を行う体制を構築すること又は構築する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

(1) 社内の体制

- ① 品質保証活動の実施に当たっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成するための活動並びに関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」(以下「品質管理基準規則」という。)に基づき確立し、これに基づき品質保証活動を実施するための基本的実施事項を、品質マニュアルとして「保安規定第3条(品質マネジメントシステム計画)」、「原子力品質保証規程」、「原子力品質保証細則」及び「原子力安全管理監査細則」に定める。
- ② 本社の各業務を主管する実施部門、発電所及び本社の調達本部並びに監査部門である本社の内部監査部門においては、品質マニュアルに基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める。
- ③ 社長は、品質マニュアルに基づく品質方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する。また、実施部門の管理責任者である電源事業本部長の下、本社の各業務を主管する組織の長及び発電所長は、同方針に基づき各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、評価及び改善する。
- ④ 監査部門の管理責任者である内部監査部門長は、実施部門とは独立した立場で監査を実施する。
- ⑤ 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。
- ⑥ さらに、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社の原子力品質保証委員会において審議し、また、本発電所において実施する活動は本発電所の品質保証運営委員会において審議し、それぞれの審議結果を業務へ反映する。

(2) 設計及び工事並びに運転及び保守の品質保証活動

- ① 設計及び工事は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従い、その重要度に応じて実施する。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。

- ② 運転及び保守は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従って、個々の業務を計画し、実施する。調達する場合には、設計及び工事と同様に管理し、確認する。
- 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。調達においては、これらを供給者に行わせ、各業務を主管する組織が確認する。

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動体制については、品質管理基準規則に基づいて品質マニュアルを定めた上で、その品質マニュアル等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、改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築していることなど、申請者の設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動体制の構築が適切なものであることを確認した。

5. 技術者に対する教育・訓練

技術的能力指針は、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の教育及び訓練を行う方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 新たに配属された技術者に対しては、原子力発電の基礎知識の習得を図るため、基礎教育及び訓練を実施する。
- (2) 設計及び工事並びに運転及び保守に従事する技術者に対しては、専門知識、技術及び技能の習得を図るため、本発電所の訓練施設に加え、株式会社BWR運転訓練センター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。
- (3) 教育・訓練は、専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する。
- (4) 自然災害及び重大事故等に対応する技術者、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。

規制委員会は、技術者に対しては専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、教育・訓練に係る実施計画を策定した上で必要な教育及び訓練を実施すること、更に事務系職員及び協力会社社員に対しても、自然災害対応等の役割に応じて、教育及び訓練を実施することなど、申請者の技術者等に対する教育及び

訓練の方針は適切なものであることを確認した。

6. 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

技術的能力指針は、発電用原子炉主任技術者及び運転責任者をその職務が適切に遂行できるよう配置していること又は配置する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 発電用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。
- (2) 発電用原子炉主任技術者は、発電用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、発電用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電源事業本部長が選任し配置する。
- (3) 発電用原子炉主任技術者の代行者は、発電用原子炉主任技術者の要件を有する課長以上の職位の者から選任する。
- (4) 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長の職位として配置する。

規制委員会は、発電用原子炉主任技術者については、必要な要件を踏まえた上で選任し、独立性を確保した職位として配置すること、運転責任者については、基準に適合した者の中から選任し、当直長の職位として配置することなど、申請者の有資格者等の選任及び配置の方針については適切なものであることを確認した。

Ⅲ 設計基準対象施設

本章においては、設計基準対象施設を含む発電用原子炉施設に関して変更申請がなされた内容について審査した結果を、設置許可基準規則の条項ごとに示した。

Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）

第４条は、設計基準対象施設について、地震により発生するおそれがある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相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じた地震力に十分に耐えることができる設計とすることを要求している。また、耐震重要施設については、基準地震動による地震力及び基準地震動によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対してその安全機能が損なわれるおそれがない設計とす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。

Ⅲ－１．１ 基準地震動

- １． 地下構造モデル
- ２． 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動
- ３． 震源を特定せず策定する地震動
- ４． 基準地震動の策定

Ⅲ－１．２ 周辺斜面の安定性

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針

- １． 耐震重要度分類の方針
- ２． 弾性設計用地震動の設定方針
- ３． 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針
- ４． 荷重の組合せと許容限界の設定方針
- ５． 波及的影響に係る設計方針
- ６． 炉心内の燃料被覆材の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－１．１ 基準地震動

設置許可基準規則解釈別記２（以下「解釈別記２」という。）は、基準地震動について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、

地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

1. 地下構造モデル

(1) 解放基盤表面の設定

解釈別記2は、解放基盤表面について、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される自由表面であり、せん断波速度（以下「S波速度」という。）がおおむね700m/s以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていない位置に設定することを要求している。

申請者は、解放基盤表面の設定に関する評価について、以下のとおりとしている。

- ・敷地内及び敷地周辺で実施した地質調査結果及びボーリング調査結果より、耐震重要施設の支持地盤である新第三紀中新世の成相寺層^{じょうそうじ}は、地表面付近から標高約-1,000m以深まで分布し、褶曲を伴って北に緩やかに傾斜している。
- ・敷地内で実施したP S 検層の結果より、成相寺層のS波速度は標高-10m以深においておおむね700m/s以上となり、著しい風化は見られない。
- ・敷地内及び敷地周辺における反射法地震探査、オフセットV S P探査、微動アレイ探査等の結果から、敷地及び敷地周辺の地下の速度構造は、大局的に見て水平成層である。
- ・以上のことから、敷地地下で著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを有し、著しく風化を受けていない岩盤である成相寺層においてS波速度がおおむね700m/s以上となる標高-10mの位置に解放基盤表面を設定した。

規制委員会は、本申請における解放基盤表面は、必要な特性を有し、要求されるS波速度を持つ硬質地盤の表面に設定されていることから、解釈別記2の

規定に適合していることを確認した。

(2) 敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価

解釈別記2は、地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性に係る以下の項目を考慮することを要求している。

- ① 敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順との組合せで実施すること。
- ② 敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。

申請者は、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価について、敷地及び敷地周辺における地質調査、地震観測記録の分析等に基づき以下のとおりとしている。

- ① 地質調査の結果、敷地及び敷地近傍の地質は、新第三紀中新世の堆積岩類から成る成相寺層及び貫入岩類、第四紀完新世の崖錐堆積物等から構成される。
- ② 敷地は1・2号炉が位置する地盤（以下「2号地盤」という。）及び3号炉が位置する地盤（以下「3号地盤」という。）の2つの地盤に分けられる。2号炉及び3号炉原子炉建物基礎上端で得られた地震観測記録から、各建物で同時に観測された6地震について、観測記録の応答スペクトルを比較した結果、地震によらず、各原子炉建物基礎上端における観測記録の応答スペクトルは同等であることから、2号地盤及び3号地盤で増幅特性に違いは見られないことを確認した。また、2号地盤に位置する観測点であるA地点（以下「2号観測点」という。）、並びに3号地盤に位置する観測点であるB及びC地点（以下「3号観測点」という。）の3観測点において各深さで得られた地震観測記録のうち、最大加速度値が最も大きかった地震である2000年鳥取県西部地震を含む4地震について、岩盤内の各深さで得られた観測記録の応答スペクトルを比較した結果、2号地盤及び3号地盤の岩盤内では、顕著な増幅がなく、増幅特性に違いは見られないことを確認した。3観測点で得られた地震観測記録のうち、震央距離が200km以内の地震のマグニチュード（以下「M」という。）が5以上の内陸地殻内地

震である 15 地震について、各観測点の観測記録を対象に、地震波の到来方向ごとに水平／上下スペクトル比（以下「H/V スペクトル比」という。）を比較した結果、方向別で 2 号地盤及び 3 号地盤の増幅特性に違いは見られないことを確認した。

- ③ 敷地内における反射法地震探査、オフセット V S P 探査及び微動アレイ探査結果から、地下構造の東西方向はほぼ水平成層を呈しているものの、南北方向は北に向かって緩やかに傾斜しており、また、震源が北に位置する地震記録も得られていないことから、傾斜構造が地震動に及ぼす影響を確認するため、二次元解析による検討を実施した。敷地内ボーリングの P S 検層結果等に基づき設定した 2 号地盤及び 3 号地盤における南北方向の傾斜構造を考慮した二次元地下構造モデルを用いて解析を実施した結果、斜め入射を考慮しても傾斜構造による特異な増幅傾向が見られず、また、二次元地下構造モデルによる地盤増幅特性は一次元地下構造モデルによる地盤増幅特性と比較して違いが見られないことから、傾斜構造による特異な増幅傾向は見られないことを確認した。
- ④ 以上のことから、敷地地盤は水平成層構造とみなすことができることを確認し、一次元の速度構造でモデル化した。一次元の速度構造のモデル化に当たっては、2 号炉の位置における地下構造モデル（以下「2 号地下構造モデル」という。）及び 3 号炉の位置における地下構造モデル（以下「3 号地下構造モデル」という。）として、地震基盤面（標高-2,040m）から地表面までをモデル化した地下構造モデルをそれぞれ設定した。各地下構造モデルについて、敷地内ボーリングの P S 検層結果、微動アレイ探査結果等に基づき、モデルの層厚、速度構造及び密度を設定した。減衰定数については、標高-1,510m 以浅では 2 号観測点及び 3 号観測点の鉛直アレイ観測による地震観測記録から求めた深度方向の伝達関数及び H/V スペクトル比を目的関数とした逆解析により最適化を行った上で設定し、標高-1,510m 以深の減衰については、岩田・関口（2002）に基づき設定した。また、2 号地下構造モデル及び 3 号地下構造モデルによる理論伝達関数及び理論 H/V スペクトル比は、2 号観測点及び 3 号観測点の鉛直アレイ観測による地震観測記録から求めた伝達関数及び H/V スペクトル比と整合していること、当該地下構造を用いた 2000 年鳥取県西部地震の地盤応答解析結果と観測記録を比較して同程度であることから各モデルの妥当性を確認した。
- ⑤ 統計的グリーン関数法による地震動評価に用いる地下構造モデルとして、地震基盤面から解放基盤表面（標高-10m）までをモデル化した地盤モデル（以下「統計的グリーン関数法に用いる地盤構造モデル」という。）を

設定した。統計的グリーン関数法に用いる地盤構造モデルは、2号地下構造モデル及び3号地下構造モデルの地震基盤面から解放基盤表面までの地盤増幅特性を比較した結果、3号地下構造モデルの地盤増幅特性の方が、若干大きくなるため、3号地下構造モデルを用いて設定した。減衰定数については、標高-1,510m以浅では、3号地下構造モデルの減衰定数及び大深度ボーリング孔におけるQ値測定結果を考慮して、地盤増幅特性が安全側になるように設定し、標高-1,510m以深では、岩田・関口（2002）に基づき設定した。また、統計的グリーン関数法に用いる地盤構造モデルから求めた理論位相速度と、微動アレイ観測記録から求めた位相速度を比較し、両者が同程度であることから、当該モデルの妥当性を確認した。

- ⑥ 理論的手法による地震動評価では、地震基盤面以浅の地盤構造に加えて地震基盤以深の地盤構造が必要であるため、地震基盤面以浅については、統計的グリーン関数法に用いる地盤構造モデルを、地震基盤以深のうち、標高-16,000m以浅の速度値等の物性値については、3号地下構造モデルの物性値を用いて、標高-16,000m以深については、岩田・関口（2002）に基づき地盤構造モデルを設定した。また、地震基盤面以深の減衰については、岩田・関口（2002）に基づき設定した。

規制委員会は、申請者が実施した敷地及び敷地周辺の敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価については、以下のことから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

- ・調査の手法が地質ガイドを踏まえた適切なものであり、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性について適切に評価していること。
- ・地震波の伝播特性の評価に当たって、地震観測記録の分析から、2号地盤及び3号地盤では増幅特性の違いは認められないとしていること、地震波の到来方向の違いによる特異な伝播特性は認められないとしていること、及び二次元解析結果から、傾斜構造による影響はないと評価していること。
- ・敷地地盤の地下構造のモデル化に当たって、上記地震波の伝播特性の評価、敷地内のP S 検層結果、文献における知見等から、敷地地盤の速度構造はおおむね水平な成層構造をなし、一次元構造でモデル化できるとした上で、地震波速度、減衰定数等を適切に設定するとともに、地震基盤面から解放基盤表面までの地盤増幅特性が若干大きくなる3号地下構造モデルを用いて設定し、観測記録との整合を確認していること。

2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が実施した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価については、適切に選定された複数の検討用地震ごとに、各種の不確かさを十分に考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を適切な手法で行っていることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(1) 震源として考慮する活断層

解釈別記2は、内陸地殻内地震に関し、震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形及び地質条件に応じ、文献調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置、形状、活動性等を明らかにすることを要求している。

申請者は、調査内容、調査結果及びその評価について、以下のとおりとしている。

① 震源として考慮する活断層の抽出

- a. 敷地周辺及び敷地近傍の地質及び地質構造を把握するため、陸域については、文献調査、変動地形学的視点に基づいた地形調査、地表地質調査、地球物理学的調査（反射法地震探査等）、ボーリング調査、トレンチ調査等を実施した。海域については、文献調査、音波探査等を実施した。
- b. 敷地周辺及び敷地近傍では、産業技術総合研究所が発行している地質図、活断層研究会編（1991）、今泉ほか編（2018）等の文献調査を含む調査結果に基づき、「震源として考慮する活断層」として以下の断層を抽出し、活断層の位置、形状等の評価した。
 - ア. 敷地から 30km 以遠の断層
 - （陸域）山崎断層系
 - （海域）鳥取沖西部断層＋鳥取沖東部断層の連動、大田沖断層、F 5 7 断層、K－1 撓曲＋K－2 撓曲＋F_{KO}断層の連動

- イ. 敷地から 30km の範囲の境界を横断する断層
 (陸域) 大社衝上断層、三刀屋北断層、布部断層
 (海域) F-Ⅲ断層 + F-Ⅳ断層 + F-Ⅴ断層の連動、F_K-1 断層
- ウ. 敷地から 30km の範囲の断層
 (陸域) 田の戸断層、大船山東断層、東来待一新田畑断層、仏経
 山北断層、半場一石原断層、東忌部断層、柳井断層、山王寺断層、大井断層
 (海域) K-4 撓曲 + K-6 撓曲 + K-7 撓曲の連動
- エ. 敷地近傍 (敷地から 5km の範囲) 境界を横断する断層
 (陸域) 宍道断層、古殿[北][南]断層、山中付近断層
- オ. 敷地近傍においては、文献では活断層として宍道断層、古殿[北][南]断層及び山中付近断層が記載されているが、これらの断層のうち宍道断層以外は、地質調査の結果から、「震源として考慮する活断層」ではないと評価した。
- カ. 敷地においては、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、地表からの弾性波探査、ボーリング調査及び試掘坑調査を行い、地質・地質構造の検討を実施した。調査の結果、「Ⅲ-2 設計基準対象施設の地盤 (第3条関係)」において示すとおり、敷地には断層活動を示唆する変位地形・リニアメントは認められず、地層と斜交し破砕を伴う断層は認められないこと、敷地南部の背斜軸より北にある過褶曲部にも断層は認められないこと、また、褶曲運動に伴う層面すべりにより形成されたと評価されるシームが認められるが、これらのシームは中期中新世～後期中新世に生成した鉱物脈を変位・変形させていないこと等から、後期更新世以降に活動しておらず、「震源として考慮する活断層」ではないと評価した。

② 宍道断層の評価

敷地近傍境界を横断し、地震動評価に与える影響が大きい宍道断層 (ここでは、後期更新世以降の活動が否定できず「震源として考慮する活断層」として評価する区間のことをいう。) について、申請者は、以下のとおり評価した。

- a. 変動地形学的視点に基づいた地形調査結果から、男島から鹿島町古浦、同町南講武、美保関町下宇部尾、同町森山等を経て同町福浦に至る区間に、東西方向に連続する A、B、C 及び D ランクの変位地形・

リニアメントが判読される。また、文献調査の結果、当該変位地形・リニアメントとほぼ対応する位置及び区間に、活断層研究会編（1991）、中田ほか（2008）、今泉ほか編（2018）、地震調査研究推進本部（2016）等の各種文献において、活断層が示されている。また、当該変位地形・リニアメントの東端である美保関町福浦より東側については、地震調査研究推進本部（2016）では重力異常及び地形的特徴等の観点から活断層の可能性のある構造を示し、今泉ほか編（2018）では活断層を示している。

- b. 宍道断層を対象とした地質調査の結果、鹿島町南講武において実施したトレンチ調査で、大山松江軽石層（約 13 万年前）、三瓶木次軽石層（約 10.5 万年前）及び始良 T n 火山灰（約 2.8 万年前～約 3.0 万年前）を含む層並びに約 1 万 1 千年前の腐植土層が、断層により変位を受けていることを確認したこと等から、宍道断層には後期更新世以降の断層活動が認められると判断した。
- c. 鹿島町古浦より西側では、音波探査等において宍道断層の延長部に対応する断層は認められない。しかしながら、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあることを考慮し、男島より西側において、鹿野・中野（1986）が示す伏在断層通過位置付近におけるボーリング調査によって、層理面が急傾斜を示す古浦層と緩傾斜を示す成相寺層との境界に断層が認められないこと等、精度や信頼性の高い調査により宍道断層の延長部に対応する断層が認められないことを確認している女島を宍道断層の西端と評価した。
- d. 変動地形学的調査の結果、下宇部尾の東側では南講武付近と比べて断層活動性が低下していると考えられ、また、下宇部尾東から森山における調査で確認される断層には後期更新世以降の断層活動は認められない。しかしながら、更に東側の森山から福浦を経て地蔵崎における地質調査の結果では、陸域において断層の一部を除き上載地層がなく後期更新世以降の断層活動が完全には否定できず、また、美保湾における音波探査の結果では後期更新世以降の断層活動は認められないものの陸海境界付近では調査結果に不確かさがある。このため、地蔵崎より東の美保湾の東側の海域において、精度や信頼性の高い音波探査によって後期更新世以降の断層活動が認められないこと及び地震調査研究推進本部（2016）が示す活断層の可能性のある構造より東側で明瞭な重力異常が認められなくなることを確認している位置の美保関町東方沖合い（No. 3.5 測線）を宍道断層の東端と評価した。
- e. 以上から、宍道断層の長さを、女島から美保関町東方沖合いまでの

約 39km と評価した。

- f. なお、宍道断層とその東側の鳥取沖西部断層の間については、音波探査の結果から両断層の間に後期更新世以降の断層活動は認められないこと、両断層間にはD 2層（中新統）の高まりとその高まりの南縁に後期更新世以降の活動は認められない断層が分布しこれらの構造を横断する断層は確認されないこと、速度構造断面図からも断層活動を示唆する速度構造の不連続は認められないこと、及び宍道断層で認められる明瞭な重力異常は鳥取沖西部断層へ連続しないことから、宍道断層と鳥取沖西部断層は連動しないと評価した。

当初、申請者は、宍道断層の西端の評価について、中田ほか（2008）が示す活断層の古浦の海岸部における端部と、音波探査により古浦沖において断層・褶曲が認められないと評価した測線の南端とを線で結び、その延長線上に位置する露頭で、断層が認められないことが確認された古浦西方の西側を西端としていた。また、東端の評価については、下宇部尾東では断層が認められず、その東側の美保関町森山～福浦及び美保関町東方沖合いでも後期更新世以降の断層活動がないことから、下宇部尾東を東端としていた。これらの端部の評価結果から、宍道断層の長さを、古浦西方の西側から下宇部尾東までの約 22km としていた。

規制委員会は、審査の過程において、西端の評価について、古浦より西側の調査対象域は陸海境界付近に当たるため、活断層の存在を評価するための信頼性の高いデータを得るには限界があることから、調査データを拡充して検討することを求めた。また、東端の評価については、申請後に公表された地震調査研究推進本部（2016）が、下宇部尾東より東側にも活断層の可能性のある構造が連続するとしていること等を踏まえ、調査データを拡充して検討することを求めた。

これに対して、申請者は、西端の評価について、古浦西方の西側の更に西の男島付近から女島付近において、追加調査（地表地質踏査、海底面調査、ボーリング調査等）を実施した。その結果、古浦から女島付近において後期更新世以降の断層活動を示唆する地質構造は認められないが、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあることを考慮し、精度や信頼性の高い調査により宍道断層の延長部に対応する断層が認められないことを確認している女島を西端と評価することに見直した。また、東端については、追加調査（地表地質踏査）を実施したが、森山から美保関において断層の一部を除いて上載地層がなく後期更新世以降の断層活動が完全に否定できなかったこと、美保湾における音波探査の結果では後期更新世以降の断層活動は認められないものの陸海境界付近

では調査結果に不確かさがあることを考慮し、端部の評価を見直した。具体的には、地蔵崎より東の美保湾の東側の海域において、精度や信頼性の高い音波探査により後期更新世以降の断層活動が認められないこと及び地震調査研究推進本部（2016）が示す活断層の可能性のある構造よりも東側で明瞭な重力異常が認められなくなることを確認している位置の美保関町東方沖合い（No. 3.5 測線）を東端と評価した。西端及び東端を見直したことから、宍道断層の長さを、女島から美保関町東方沖合いまでの約 39km と評価した。

規制委員会は、申請者が実施した「震源として考慮する活断層」の評価については、調査地域の地形・地質条件に応じて適切な手法、範囲及び密度で調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し、活断層の位置、形状、活動性等を明らかにしていることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。特に敷地近傍境界を横断する宍道断層の評価については、以下のことから妥当と評価した。

- ・古浦から女島付近において後期更新世以降の断層活動を示唆する地質構造は認められないが、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあることを考慮し、精度や信頼性の高い調査により宍道断層の延長部に対応する断層が認められないことを確認している女島を西端と評価していること。
- ・美保湾における音波探査の結果では後期更新世以降の断層活動は認められないものの、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあること等を考慮し、地蔵崎より東の美保湾の東側の海域において、精度や信頼性の高い音波探査によって後期更新世以降の断層活動が認められないこと及び地震調査研究推進本部（2016）が示す活断層の可能性のある構造よりも東側で明瞭な重力異常が認められなくなることを確認している位置の美保関町東方沖合い（No. 3.5 測線）を東端と評価していること。
- ・以上の結果、各種文献が示す活断層の端部よりも更に西側及び東側に西端及び東端が設定されたことにより、宍道断層の長さを約 39km としていること。

（2）検討用地震の選定

解釈別記 2 は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震発生状況を精査し、中・小・微小地震の分布、応力場及び地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、検討用地震を複数選定することを要求している。また、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、

複数の活断層の連動を考慮することを、プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うことを要求している。

申請者は、検討用地震の選定について、以下のとおりとしている。

① 内陸地殻内地震

内陸地殻内地震については、被害地震、「震源として考慮する活断層」及び連動を考慮する断層群による地震について、地震のM、震央距離及び敷地で想定される震度の関係（以下「M- Δ の関係」という。）から、敷地に影響を及ぼす地震を抽出し、その中から検討用地震を選定した。被害地震については、敷地で震度5弱（1996年以前は震度V。以下同じ。）程度と推定される880年出雲の地震及び2000年鳥取県西部地震の2地震を敷地に影響を及ぼす地震として抽出した。「震源として考慮する活断層」及び連動を考慮する断層群による地震については、宍道断層による地震、F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震等の21地震を敷地に影響を及ぼす地震として抽出した。このように抽出した23地震について、M- Δ の関係から宍道断層による地震を検討用地震として選定した。また、宍道断層による地震以外については、Noda et al. (2002)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震を検討用地震として選定した。

② プレート間地震

プレート間地震については、過去の地震及び知見から敷地の震度が5弱程度以上であった可能性がある地震として、1707年宝永地震及び1854年安政南海地震が認められるが、これらの地震は、敷地から300km以上離れており、M- Δ の関係から敷地への影響は大きくないこと及び内閣府（2012）では、統計的グリーン関数法及び距離減衰式に基づいて評価した南海トラフの巨大地震の震度分布は、敷地が位置する島根半島はおおむね震度4とされていることから、敷地に震度5弱程度以上の影響を及ぼす地震ではないと考えられるため、検討用地震を選定しない。

③ 海洋プレート内地震

海洋プレート内地震については、過去の地震及び知見から敷地の震度が5弱程度以上の揺れをもたらした地震は認められておらず、これらの地震は、敷地から遠方に位置し、敷地への影響は大きくないことから、検討用

地震を選定しない。

規制委員会は、申請者が実施した検討用地震の選定に係る評価については、活断層の性質や地震発生状況を精査し、地震発生様式等に関する既往の研究成果等を総合的に検討することにより複数の検討用地震を適切に選定するとともに、評価に当たっては複数の活断層の連動も考慮していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(3) 地震動評価

解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、検討用地震ごとに、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定することを要求している。また、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、複数の活断層の連動を考慮することを要求している。さらに、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求している。内陸地殻内地震のうち、震源が敷地に極めて近い場合は、震源モデルの形状及び震源特性パラメータの妥当性について詳細に検討するとともに、基準地震動策定過程に伴う各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、震源の極近傍での地震動の特徴に係る最新の科学的・技術的知見を踏まえた上で、さらに十分な余裕を考慮して基準地震動を策定することを要求している。

申請者は、検討用地震として選定した宍道断層による地震及びF-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層による地震について、震源モデル及び震源特性パラメータの設定並びに地震動評価の内容を以下のとおりとしている。

① 宍道断層による地震

- a. 基本震源モデルは、地質調査結果及び地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(2020)（「レシピ」）」(以下「レシピ」という。)に基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、敷地及び敷地周辺の微小地震分布、地下構造調査結果、他機関による検討及び既往の研究成果から、断層上端深さを2kmと設定した。断層下端深さについて

は、上記の各種検討結果からは 15km と考えられるものの、20km 程度とする知見や 2000 年鳥取県西部地震の震源モデルにおいて断層幅を最大で 18km 程度とする知見もあるため、これらを参考に安全側に 20km と設定した。また、地質調査結果に基づき、断層長さを 39km と設定した。断層傾斜角・すべり様式については、地質調査結果等に基づき 90° の右横ずれ断層と設定した。アスペリティ 2 個を、変位地形・リニアメント分布を考慮して設定した上で、敷地への影響が大きくなるように、アスペリティ上端を断層面上端にそれぞれ配置した。破壊開始点は、レシピに基づき各アスペリティ下端に設定した。

c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮した以下のケースを設定した。

- ・2007 年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース
- ・地震調査研究推進本部による全国地震動予測地図 (2017) を踏まえて断層傾斜角を敷地方向へ 70° 北傾斜としたケース
- ・破壊伝播速度を宮腰ほか (2005) に基づき標準偏差 1σ を考慮した 3.1km/s に引き上げたケース
- ・すべり角をトレンチ調査結果による鉛直方向の変位を考慮し 150° としたケース
- ・アスペリティを敷地寄り断層上端の一つに集約したケース

破壊開始点は、各ケースについて断層の破壊が敷地へ向かうよう、アスペリティ下端及び断層面下端に複数設定した。

d. さらに、本断層は Noda et al. (2002) の手法における極近距離との乖離が大きいことから、敷地の極近傍に位置すると評価し、各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、周期によって地震動への影響が大きい断層傾斜角、破壊伝播速度及び短周期の地震動レベルの不確かさを考慮した 3 ケースについて、以下の不確かさの組合せケースを設定した。

- ・断層傾斜角の不確かさと破壊伝播速度の不確かさの組合せケース
- ・断層傾斜角の不確かさと短周期の地震動レベルの不確かさの組合せケース
- ・破壊伝播速度の不確かさと短周期の地震動レベルの不確かさの組合せケース

なお、短周期の地震動レベルの不確かさのみを考慮するケースにおいては、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍に設定したが、組合せケースにおいては、佐藤 (2008) による横ずれ断層と逆断

層の短周期の地震動レベルの比率を踏まえて、短周期の地震動レベルを断層傾斜角の不確かさケース又は破壊伝播速度の不確かさケースの1.25倍と設定した。

上記 a. から d. を踏まえ、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を以下のとおり実施した。

- a. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、本断層が敷地からの等価震源距離で8.8kmと、Noda et al. (2002)の手法における極近距離との乖離が大きく、回帰式を策定する上で用いた等価震源距離の最小値との差が大きいため、適用範囲外と判断した。よって、応答スペクトルに基づく地震動評価は、Noda et al. (2002)の方法以外の国内外において提唱されているNGA-west2(2014) (※¹)等の距離減衰式により評価した。
- b. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、経験的グリーン関数法に用いる適切な観測記録が得られていないことから、短周期側に統計的グリーン関数法を、長周期側に理論的手法を用いたハイブリッド合成法により評価した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは入倉・三宅(2001)により断層面積から設定し、平均応力降下量は円形クラックの式により、短周期レベルは壇ほか(2001)により、アスペリティの面積は短周期レベルの式を介し、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティの断層全体面積に対する面積比(以下「アスペリティ面積比」という。)から設定した。

当初、申請者は、内陸地殻内地震による地震動評価において、断層下端深さを原子力安全基盤機構(2004)による中国地方の震源分布のうち、全体の90%になる震源深さ(D90)等から15kmと設定していた。

規制委員会は、審査の過程において、断層下端深さについては、最新のデータによる敷地周辺の微小地震の発生状況、敷地周辺で発生した2000年鳥取県西部地震の他機関による地震動評価における断層モデルの断層幅等を踏まえると、断層下端深さは15kmより深いと考えられることから、各種知見を整理した上で、適切に設定するよう求めた。

これに対して、申請者は、最新のデータによる敷地周辺の微小地震の発生状況、敷地周辺で発生した2000年鳥取県西部地震の他機関による地震動評価における断層モデルの断層幅等を踏まえて、断層下端深さを20kmに設定した上で、地震動評価を行った。

(※¹) The “Next Generation of Ground-Motion Attenuation Models” for the western United States

また、当初、申請者は、宍道断層による地震の地震動評価について、不確かさの組合せ等、さらに十分な余裕を考慮した評価を実施していなかった。

規制委員会は、審査の過程において、宍道断層による地震の地震動評価については、震源が敷地に極めて近いことを踏まえて、不確かさの組合せ等、さらに十分な余裕を考慮した評価を実施することを求めた。

これに対して、申請者は、宍道断層による地震の地震動評価については、各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、不確かさの組合せケースを設定し、さらに十分な余裕を考慮した評価を行った。

② F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層による地震

- a. 基本震源モデルは、地質調査結果及びレシピに基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、宍道断層による地震と同様に、断層上端深さを 2km、断層下端深さを 20km と設定した。また、地質調査結果に基づき、断層長さを 48km と設定した。断層傾斜角・すべり様式については、地質調査結果及び当該断層周辺の横ずれ断層の主な地震の断層傾斜角に基づき敷地方向へ 70° 南傾斜の右横ずれ断層と設定した。アスペリティ 3 個を、地質調査結果に基づき各断層の評価区間を考慮して設定した上で、敷地への影響が大きくなるように、アスペリティ上端を断層面上端にそれぞれ配置した。破壊開始点は、レシピに基づき敷地に近い 2 つのアスペリティ下端に設定した。
- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮した以下のケースを設定した。
 - ・2007 年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース
 - ・断層傾斜角を敷地方向へ 35° 南傾斜としたケース
 - ・破壊伝播速度を宮腰ほか (2005) に基づき標準偏差 1σ を考慮した 3.1km/s に引き上げたケース
 - ・すべり角を当該断層の近傍に位置し、同じ右横ずれ断層である宍道断層による地震と同様に 150° としたケース
 - ・敷地に近い 2 つのアスペリティを敷地寄り断層上端の一つに集約したケース
 - ・地下深部において他の断層が収斂している可能性も考慮して、断層位置をより敷地に近づけたケース (断層長さ 53km)破壊開始点は、各ケースについて断層の破壊が敷地へ向かうよう、

アスペリティ下端及び断層面下端に複数設定した。

上記 a. から c. を踏まえ、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を以下のとおり実施した。

- a. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを Noda et al. (2002) の方法により評価した。地震動評価に当たって使用する M は、断層長さから松田 (1975) 及び断層面積から武村 (1990) により求めた。なお、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用しない。
- b. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、経験的グリーン関数法に用いる適切な観測記録が得られていないことから、短周期側に統計的グリーン関数法を、長周期側に理論的手法を用いたハイブリッド合成法により評価した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは、その大きさに応じて入倉・三宅 (2001) 又は Murotani et al. (2015) により断層面積から設定し、平均応力降下量は Fujii and Matsu'ura (2000) により 3.1MPa、短周期レベルは壇ほか (2001) により、アスペリティの面積は Somerville et al. (1999) により断層全体の面積の 22% とし、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティ面積比から設定した。

規制委員会は、申請者が評価した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、検討用地震ごとに、各種の不確かさを十分に考慮して「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に基づき適切に行われており、以下のことから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

- ① 内陸地殻内地震である宍道断層による地震の地震動評価においては、
 - ・ レシピ、地質調査等を踏まえ、あらかじめ断層長さ及び断層幅の不確かさを考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地への影響が大きくなるようあらかじめ敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本震源モデルを設定して適切に評価を実施していること。
 - ・ 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること。また、震源が敷地に極めて近いことを踏

まえて、各種不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価した上で、地震動への影響が大きい断層傾斜角、破壊伝播速度及び短周期の地震動レベルの不確かさについて各々組み合わせることにより、さらに十分な余裕を考慮した評価を実施していること。

② 内陸地殻内地震である F-Ⅲ断層 + F-Ⅳ断層 + F-Ⅴ断層による地震の地震動評価においては、

- ・ レシピ、地質調査等を踏まえ、複数の活断層の連動を考慮するとともに、あらかじめ断層幅の不確かさを考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地への影響が大きくなるようあらかじめ敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本震源モデルを設定して適切に評価を実施していること。
- ・ 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース、断層傾斜角を敷地方向へ 35° 南傾斜としたケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること。

3. 震源を特定せず策定する地震動

解釈別記 2 (※²) は、「震源を特定せず策定する地震動」について、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することを要求している。

申請者は、地震ガイド (※³) に例示された収集対象となる内陸地殻内地震の評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 地震規模がモーメントマグニチュード (以下「Mw」という。) 6.5 以上の地震については、2008 年岩手・宮城内陸地震及び 2000 年鳥取県西部地震を検討対象とした。
- (2) 2008 年岩手・宮城内陸地震については、震源域は、新第三紀以降の火山岩及び堆積岩が厚く分布し、現在の東西圧縮応力場に調和的な南北方向の褶曲・撓曲構造が発達しているとともに、南北走向の逆断層が多数発達している地域である。

一方、敷地及び敷地近傍は、主に新第三紀の堅固な堆積岩である頁岩、泥岩、砂岩等が厚く分布し、現在の東西圧縮応力場に調和しない東西方向の褶曲・撓

(※²) 本項では、令和 3 年 4 月 21 日改正前の「設置許可基準規則解釈」をいう。

(※³) 本項では、令和 3 年 4 月 21 日改正前の「地震ガイド」をいう。

曲構造が認められるとともに、主として右横ずれ断層が認められる地域である。

以上のことから、2008年岩手・宮城内陸地震の震源域は、敷地及び敷地近傍とは地質・地質構造、活断層の分布状況に違いが認められ、地質学的背景等が異なることから、観測記録収集対象外とした。

- (3) 2000年鳥取県西部地震については、敷地周辺で発生した地震であり、震源域と敷地及び敷地近傍とは地質学的背景等に類似性が認められるため、観測記録収集対象として選定した。

観測記録の収集については、震源近傍に位置する国立研究開発法人防災科学技術研究所のK-NET及びKiK-net観測点、鳥取県の賀^か祥^{しょう}ダム等、15地点での記録を収集し、これらのうち、加藤ほか(2004)に基づく応答スペクトルを一部周期帯で上回り、K-NET観測点については、地表から深さ30mまでの平均S波速度(AVS30)が500m/s以上の観測点で得られた5地点の記録を抽出した。これらの記録の分析・評価により、地盤の非線形性等による特異な影響が無く、解放基盤波の応答スペクトルが最も大きいことが確認できた、震源近傍に位置する賀祥ダム(監査廊)の記録を信頼性の高い基盤地震動が評価可能な観測記録として選定した。さらに、敷地の解放基盤表面におけるS波速度1,520m/sと比較して、速度の遅い岩盤上の記録であることを確認した上で、賀祥ダム(監査廊)の記録を、地盤補正を行わずにそのまま「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。

- (4) Mw6.5未満の地震については、収集した観測記録を、加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトルと対比させた。その結果、加藤ほか(2004)を一部周期帯で上回ることから敷地に及ぼす影響の大きい地震観測記録として、5地震(2004年北海道留^る萌^{もい}支^し庁^{ちよう}南部地震、2011年茨城県北部地震、2013年栃木県北部地震、2011年和歌山県北部地震、2011年長野県北部地震)を抽出した。このうち、2004年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍のK-NET港^{みなと}町^{まち}観測点における地震観測記録については、佐藤ほか(2013)でボーリング調査等による精度の高い地盤情報を基に基盤地震動が推定されていることから、K-NET港町観測点の地盤モデルの不確かさ等を考慮した基盤地震動に保守性を考慮した地震動及び加藤ほか(2004)に敷地の地盤物性を考慮した応答スペクトルを「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。なお、地盤物性のうち地震波速度は、K-NET港町観測点で基盤地震動を推定した位置では敷地の解放基盤表面の値よりも遅いため、敷地の解放基盤表面の地震波速度相当位置では地震動が小さくなることについて、その影響を考慮していない。

規制委員会は、申請者が評価した「震源を特定せず策定する地震動」は、以下のことから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

- ・2008年岩手・宮城内陸地震については、震源域と敷地近傍との地域性の違いを十分に評価した上で、地質学的背景等が異なることから、観測記録収集対象外としていること。
- ・2000年鳥取県西部地震については、敷地周辺で発生した地震であり、震源域と敷地及び敷地近傍とは地質学的背景等に類似性が認められることから、観測記録収集対象とし、当該地震の震源近傍で取得された地震観測記録のうち、信頼性が高く最も地震動レベルの大きい賀祥ダム（監査廊）の観測記録を採用していること。
- ・Mw6.5未満の地震については、震源近傍における観測記録を精査して抽出された、2004年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍の観測点における記録に各種の不確かさを考慮した地震動及び加藤ほか（2004）に敷地の地盤物性を考慮した応答スペクトルを採用していること。

4. 基準地震動の策定

解釈別記2は、基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

申請者は、施設の耐震設計に用いる基準地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として基準地震動 S_s-D 並びに S_s-F1 及び S_s-F2 並びに S_s-N1 及び S_s-N2 を以下のとおり策定している。

(1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

① 応答スペクトルに基づく手法による地震動

- ・基準地震動 S_s-D（最大加速度：水平方向 820cm/s²、鉛直方向 547cm/s²）

基準地震動 S_s-D は、応答スペクトルに基づく手法及び断層モデルを用いた手法による地震動評価結果を包絡させて策定した地震動

なお、鉛直方向の地震動は水平方向の地震動の 2/3 倍を下回らないように設定した。

② 断層モデルを用いた手法による地震動

- ・基準地震動 S_s-F1（最大加速度：水平方向 560cm/s²、鉛直方向 337cm/s²）
及び S_s-F2（最大加速度：水平方向 777cm/s²、鉛直方向 426cm/s²）

基準地震動 S_s-F1 及び S_s-F2 は、宍道断層による地震の震源が敷地に近いため、断層モデルを用いた手法を重視して策定した、主要な施設の固有周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルに接近し、かつ地震動レベルが大きい地震動及び最大加速度値が最も大きい地震動

(2) 震源を特定せず策定する地震動

① 基準地震動 S_s-N1 (最大加速度: 水平方向 620cm/s²、鉛直方向 320cm/s²)

基準地震動 S_s-N1 は、一部の周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルを上回る 2004 年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動

② 基準地震動 S_s-N2 (最大加速度: 水平方向 531cm/s²、鉛直方向 485cm/s²)

基準地震動 S_s-N2 は、一部の周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルを上回る 2000 年鳥取県西部地震における賀祥ダムの観測記録による地震動

なお、加藤ほか (2004) に敷地の地盤物性を考慮した応答スペクトルは、水平方向及び鉛直方向ともに全周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルを下回るため、基準地震動に選定しない。

規制委員会は、本申請における基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」に関し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として適切に策定されていることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」のうち、短周期側で最も大きい基準地震動 S_s-D の年超過確率は 10⁻⁴~10⁻⁶ 程度としている。また、基準地震動 S_s-F1 及び S_s-F2 の年超過確率は周期 0.5 秒より短周期側では 10⁻⁴~10⁻⁵ 程度としている。さらに、「震源を特定せず策定する地震動」の年超過確率は 10⁻⁴~10⁻⁶ 程度としている。

Ⅲ-1. 2 周辺斜面の安定性

解釈別記 2 は、耐震重要施設の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊によって耐震重要施設に影響を及ぼすことがないようにすることを要求している。

申請者は、耐震重要施設の周辺斜面の評価について、以下のとおりとしている。

1. 安定性評価の対象となる斜面は、耐震重要施設からの離隔距離、斜面を構成する岩級、斜面高さ、斜面の勾配、シームの分布、対策工の実施等を考慮して、2 号炉南側切取斜面、2 号炉西側切取斜面及び防波壁 (西端部) 周辺斜面を選定した。
2. すべり安全率の評価は、各評価対象斜面について、斜面高さが高くなり、最

急勾配となるすべり方向を解析対象断面に設定し、基準地震動による地震力を作用させた二次元有限要素法を用いた動的解析により行った。

3. 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、地下水位観測結果、入力地震動の位相の反転についても考慮した。
4. 動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、評価基準値の 1.2 を上回る。

当初、申請者は、防波壁（西端部）周辺斜面について、国立研究開発法人防災科学技術研究所が空中写真判読によって地すべり地形を抽出していることから、詳細に確認するため地形判読及び露頭調査を実施した結果、岩盤内にすべり面は認められず、礫質土等からなる表層すべりとしていた。また、表層すべり土塊に相当する礫質土等は、貫入試験の結果、D 級岩盤に相当する強度を持つことから、当該斜面は十分な安定性を有すると評価していた。

規制委員会は、審査の過程において、防波壁（西端部）周辺斜面の表層に認められる礫質土等が表層すべり土塊であるならば、その強度を D 級岩盤相当とするのではなく、適切な物性値を定めて、すべり安定性の評価を行うことを求めた。

これに対して、申請者は、防波壁（西端部）周辺斜面表層に認められる礫質土等は過去の表層すべりの可能性が完全には否定できないことから撤去することとし、露頭観察等により礫質土等の分布について特定した上で、撤去後の斜面形状による動的解析を行った結果、十分な安定性を有していると評価した。

規制委員会は、耐震重要施設の周辺斜面について、申請者が基準地震動による地震力を作用させた適切な動的解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認していることから、解釈別記 2 の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

Ⅲ－1. 3 耐震設計方針

1. 耐震重要度分類の方針

解釈別記 2 は、耐震重要度に応じて、S クラス、B クラス及び C クラスに設計基準対象施設を分類すること（以下「耐震重要度分類」という。）を要求している。

申請者は、以下のとおり、耐震重要度分類を適用する方針としている。

(1) 施設の分類

設計基準対象施設については、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失による影響及び公衆への放射線による影響を踏まえ、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類する。また、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もSクラスとする。

(2) 設備の区分

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。

(3) 検討用地震動の設定

間接支持構造物及び波及的影響を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。

規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の適用について、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はじめとする設計基準対象施設を、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス及び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から、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

2. 弾性設計用地震動の設定方針

解釈別記2は、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が目安として0.5を下回らないように弾性設計用地震動を設定することを要求している。

申請者は、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。

(1) 地震動設定の条件

弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率については、工学的判断として下記①を考慮しSs-D、Ss-F1、Ss-F2、Ss-N1及びSs-N2に対して

0.5 と設定する。また、①を考慮した設定とは別に下記②を考慮した地震動 Sd-1 を弾性設計用地震動として設定する。

① 耐震重要施設が弾性設計用地震動による地震力に対しておおむね弾性限界にとどまることを確認することによって、基準地震動による地震力に対する安全機能の保持を確実なものとする。この観点から、弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率については、弾性限界と安全機能限界それぞれに対応する入力荷重の比率を踏まえ、その値は 0.5 程度を必要とする。

② 「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。以下「昭和 56 年耐震指針」という。）における基準地震動 S_1 が従来より地震荷重とそれ以外の荷重を組み合わせた評価において用いられてきたことから、建設時に付与した一定水準の耐震性を維持するため、弾性設計用地震動の応答スペクトルは、基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないようにする。

（２）弾性設計用地震動

前項の条件で設定する弾性設計用地震動は、最大加速度が Sd-D については水平方向 410cm/s^2 及び鉛直方向 274cm/s^2 、Sd-F1 については水平方向 NS: 274cm/s^2 、EW: 280cm/s^2 及び鉛直方向 169cm/s^2 、Sd-F2 については水平方向 NS: 261cm/s^2 、EW: 389cm/s^2 及び鉛直方向 213cm/s^2 、Sd-N1 については水平方向 310cm/s^2 及び鉛直方向 160cm/s^2 、Sd-N2 については水平方向 NS: 264cm/s^2 、EW: 266cm/s^2 及び鉛直方向 243cm/s^2 、Sd-1 については水平方向 320cm/s^2 及び鉛直方向 214cm/s^2 である。

規制委員会は、申請者が、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と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 Ss-D、Ss-F1、Ss-F2、Ss-N1 及び Ss-N2 に対しては 0.5 とし、昭和 56 年耐震指針における基準地震動 S_1 の応答スペクトルをおおむね下回らないようにするとの工学的判断に基づき、地震動 Sd-1 を設定して弾性設計用地震動を適切に設定する方針としていることから、この方針が解釈別記 2 の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

なお、申請者は、弾性設計用地震動の年超過確率は $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度としている。

3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

(1) 地震応答解析による地震力

解釈別記2は、基準地震動又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ことを要求している。

申請者は、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としている。

① Sクラスの施設の地震力の算定方針

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それによる機器・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並びに建物・構築物及び地盤の非線形性を考慮する。

② Bクラスの施設の地震力の算定方針

Bクラスの施設のうち共振のおそれのある施設については、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。

③ 入力地震動の設定方針

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。

④ 地震応答解析方法

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上、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。地震時における地盤の有効応力の変化に伴う影響を考慮する場合には、有効応力解析を実施する。有効応力解析に用いる液状化強度特性は、敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえた上で実施した試験の結果に対し、保守性を考慮した簡易設定法により

設定する。簡易設定法により評価した結果、地殻変動及び基準地震動による基礎地盤の傾斜が 1/2,000 を超える対象施設については、各種試験により設定された改良地盤の物性値等を考慮する。

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。

なお、審査の過程において、申請者は、設計地下水位について、防波壁設置後約4年間の地下水位観測記録等に基づき作成した観測平均地下水位コンター及び防波壁設置後に実施した止水対策箇所近傍の地下水位観測記録の結果から、防波壁の設置及び地盤改良の実施による将来的な地下水位への影響はないと判断し、地下水位観測記録に基づき設計地下水位を設定する方針を示した。

これに対して規制委員会は、地下水位観測記録について、防波壁の設置及び地盤改良の実施並びに既設の地下水位低下設備の稼働状況等が地下水位に与える影響を時系列に整理し分析すること、地下水位低下設備について、その機能に期待する場合は設置許可基準規則に基づく設計上の位置付けを検討すること、それらを踏まえた設計地下水位の設定方針について説明を求めた。

これに対し申請者は、防波壁の設置及び地盤改良の実施並びに既設の地下水位低下設備の稼働状況と降水量との関係を時系列に整理し、敷地内の地下水位に影響を及ぼす要因を検討した結果、防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより、地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあるため、将来的な地下水位を予測することが必要であるとの判断を示した。建物・構築物のうち原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、制御室建物及び排気筒については、構造強度の観点から、新設する地下水位低下設備の機能に期待して揚圧力による影響を低減させる必要があることから、新設する地下水位低下設備を設計基準対象施設として位置付ける方針を示した。屋外重要土木構造物、津波防護施設及び重大事故等対処施設については、新設する地下水位低下設備の機能に期待しない方針を示した。それらを踏まえ、新設する地下水位低下設備の効果の有無を考慮した浸透流解析により施設の設計地下水位を設定する方針を示した。なお、新設する地下水位低下設備は安全施設に該当しないが、原子炉建物等の耐震性に影響が及ぶ可能性があるため、基準地震動に対する機能維持、構成部位に応じて多重化による信頼性の向上を考慮した設計とする方針を示した。

規制委員会は、申請者が、施設、地盤等の構造特性、振動等による施設の応答特性、施設と地盤との相互作用並びに施設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から、この方針が解釈別記2の規定

に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

(2) 静的地震力

解釈別記2は、耐震重要度分類に応じて水平方向及び鉛直方向の静的地震力を算定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。

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、施設の耐震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。

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乗じる係数を1.0及び標準せん断力係数を1.0以上として算定する。

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から算定する。

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重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とみなし、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。

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。

⑥ 標準せん断力係数等の割増係数

標準せん断力係数等の割増係数については、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。

規制委員会は、申請者が、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から静的地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針

(1) 建物・構築物

解釈別記2は、設計基準対象施設のうち建物・構築物についての荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの建物・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する評価において、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有していること。
- ② 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、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（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）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し、当該許容限界を超えないこと。

申請者は、以下のとおり、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。

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）、設計基準事故時に生じる荷重（設計基準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、運転時及び設計基準事故時の荷重には、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。

② 許容限界

Sクラスの建物・構築物について、「4.（1）①荷重の組合せ」における荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、構造物全体としての変形（耐震壁のせん断ひずみ等）が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有することとする。なお、終局耐力は、構造物又は部材・部位に荷重が作用し、その変形が著しく増加して破壊に至る過程での最大の荷重とし、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、「4.（1）①荷重の組合せ」における荷重と弾性設計用若しくは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の組合せに対する評価において、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し、当該許容限界を超えないこととする。

規制委員会は、申請者が、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が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有する方針としており、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を許容限界とし、当該許容限界を超えないこととする方針としており、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、設計基準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おり、これを確認した。

(2) 機器・配管系

解釈別記2は、設計基準対象施設のうちの機器・配管系について、荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの機器・配管系については、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又は設計基準事故時に生じる荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、その施設に要求される機能を保持すること。組合せ荷重により塑性域に達する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とどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。
- ② 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、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又は設計基準事故時に生じる荷重と、弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）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とどまること。
- ③ 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる荷重については、次の荷重を考慮すること。
 - a. 地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重
 - b. 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、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荷重

申請者は、以下のとおり、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。

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、設計基準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設計基準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。

② 許容限界

Sクラスの機器・配管系について、「4.(2)①荷重の組合せ」における荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、塑性域に達する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とどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、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、「4.(2)①荷重の組合せ」における荷重と弾性設計用若しくは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の組合せに対する評価において、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。

規制委員会は、申請者が、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、破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、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とどまるように、適切に設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、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。

(3) 津波防護施設、浸水防止設備等

解釈別記2は、津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物並びに浸水防止設備及び津波監視設備についての荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① 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、その施設又は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）を保持すること。
- ② これら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。

申請者は、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。

① 荷重の組合せ

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）及び設計基準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。なお、津波以外の地震力に組み合わせる荷重は、「4.（1）建物・構築物」又は「4.（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。

② 許容限界

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、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有するとともに、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。

なお、審査の過程において、申請者は、浸水防止設備の基準地震動に対する許容限界について、浸水防止機能を十分に確保する観点から弾性限界が適用実績であるところ、浸水防止設備のうち機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管系については、Sクラスの機器・配管系のバウンダリ機能の保持に着目し許容応力状態IV_ASの許容限界を適用する方針を示した。

これに対して規制委員会は、浸水防止設備のうち機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管系について、許容応力状態IV_ASの許容限界を適用する場合は、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を考慮する等、Sクラスの機器・配管系のバウンダリ機能の保持に対する信頼性及び耐震性と同等の設計条件を適用することを求めた。

これに対し申請者は、浸水防止設備のうち機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管系について、Sクラスの機器・配管系の許容限界のみを適用

するのではなく、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力に対する設計条件等も含めSクラスの機器・配管系の設計方針を適用して、浸水防止機能を保持する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、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から、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

5. 波及的影響に係る設計方針

解釈別記2は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、耐震重要施設の安全機能を損なわないように設計することを要求している。

申請者は、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。

- (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
- (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基に確認し、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。
- (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。
- (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。
- (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。

なお、審査の過程において、申請者は、上位クラス施設に波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設について、本発電所の特徴として、取水槽及びタービン建物内において上位クラス施設の原子炉補機海水系配管等と下位クラス施設の循環水系配管等が物理的に分離されず設置されていることを踏まえ、対象施設を抽出するとの方針を示した。

これに対して規制委員会は、取水槽及びタービン建物における上位クラス施設に波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出するとの方針について、抽出の方法及び根拠を具体例をもって説明すること、また、耐津波設計において新たに設定した津波流入防止対策に係る上位クラス施設に対して、波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の抽出及び評価の方針についても説明を求めた。

これに対し申請者は、取水槽及びタービン建物における上位クラス施設に波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設について、上位クラス施設の直上に設置されている場合の落下及び上位クラス施設に対し水平方向に十分な離隔距離を有していない場合の転倒を想定し、新たに設定した津波流入防止対策を含む上位クラス施設と下位クラス施設の位置関係を示す図面等から、抽出の方法及び根拠の具体例を示した。その上で、抽出した下位クラス施設については、基準地震動に対する構造健全性を評価し、落下及び転倒しないことを確認する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、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おり、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

- (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。なお、施設の配置、構成等の特徴を考慮することとし、大型の下位クラス施設と耐震重要施設が物理的に分離されず設置される等、耐震重要施設の安全機能への影響の確認において配慮を要する場合は、その特徴に留意して調査・検討する方針としていること。
- (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た上で影響を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影響を考慮すべき施設を抽出する方針としていること。

6. 炉心内の燃料被覆材の設計方針

第4条第5項の規定は、炉心内の燃料被覆材について、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの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要求している。

また、第4条の設置許可基準規則解釈ただし書第1号及び第2号の規定において、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と地震力との組合せが、弾性設計用地震動による地震力等との組合せに対しては炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること、基準地震動による地震力との組合せに対しては塑性ひずみが生じる場合であっても破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないこととしている。

申請者は、炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能について、以下のとおり設計している。

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化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のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。
- (2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化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とどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

規制委員会は、申請者による炉心内の燃料被覆材に係る荷重の組合せと許容限界の設定方針が、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と地震力との組合せが、弾性設計用地震動による地震力等との組合せに対しては炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること、基準地震動による地震力との組合せに対しては塑性ひずみが生じる場合であっても破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込め機能に影響を及ぼさないこととしていることを確認した。

7. Bクラスの主蒸気系配管に対する制震装置の設置に関する審査の経緯

審査の過程において、申請者は、基準地震動の増大に伴い、Bクラスの機器・配管系の耐震性を確保するため広範囲の補強が必要となることから、破損しても

公衆への放射線影響が十分に小さい機器・配管系について、耐震重要度分類をBクラスからCクラスへ変更する方針を示した。また、被ばく線量評価に当たっては新たに設置する地震大信号による主蒸気隔離弁閉止機能に期待する方針を示した。

これに対して規制委員会は、耐震重要度分類の変更による放射線影響の観点だけでなく、本変更が安全性の向上に寄与するのか説明を求めた。

これに対し申請者は、耐震重要度分類を変更するとしていたBクラスの機器・配管系について、以下の方針を示した。

- (1) 耐震重要度分類の変更を取り止め、タービン系配管等をBクラス設備として耐震補強する。
- (2) 耐震補強により、被ばくリスクは低減し、タービン系配管等が破損していない場合には復水器による冷却機能の使用が容易となるため、地震大信号による主蒸気隔離弁閉止機能の設置を取り止める。
- (3) 耐震補強には、従来型の支持構造物のほか、主蒸気系配管には制震装置として三軸粘性ダンパを用いる。

また、申請者は、三軸粘性ダンパについて、熱膨張の変位を拘束せずに地震荷重を低減する対策として有効であり、海外の原子力発電所での適用実績があることを示した。さらに、三軸粘性ダンパ単体の性能試験結果及び三軸粘性ダンパを設置した配管系の加振試験結果と三軸粘性ダンパをモデル化した解析結果との比較により、解析手法の妥当性を示した。

これに対して規制委員会は、三軸粘性ダンパについて、国内の原子力発電所での適用実績が無いことから、三軸粘性ダンパ取付け部を含めた主蒸気系配管全体の地震時の構造成立性について説明を求めた。

これに対し申請者は、本発電所の主蒸気系配管を対象とした解析を実施し、三軸粘性ダンパ取付け部も含め、地震時の構造成立性が得られる見通しを示した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類を変更するとしていた機器・配管系について、耐震重要度分類を変更することなく適切に耐震性を確保する方針であること、また、機器・配管系に新規に適用する制震装置について、試験、解析により妥当性を確認した適切な設計手法を用いる方針であることを確認した。

Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）

第3条は、設計基準対象施設は、当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならないこと並びに耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないこと及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない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。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 地盤の変位

設置許可基準規則解釈別記1（以下「解釈別記1」という。）は、耐震重要施設を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に設置することを要求している。

申請者は、耐震重要施設を設置する地盤における断層の活動性評価について、敷地における地形調査、地表地質調査、地表からの弾性波探査、ボーリング調査及び試掘坑調査に基づく検討結果から、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) 敷地の地質は、新第三紀中新世の堆積岩類から成る成相寺層及び貫入岩類、並びにそれらを覆う第四紀完新世の被覆層から構成される。成相寺層は海成層で、下位より下部頁岩部層、火砕岩部層及び上部頁岩部層に区分される。
- (2) 敷地に分布する成相寺層の構造は、露頭状況の良好な北部の海岸付近では、おおむね走向 $N60^{\circ}$ ～ 80° W、傾斜 12° ～ 20° Nの同斜構造を示す。敷地の南部には $N85^{\circ}$ E～E-Wの軸をもつ背斜構造が存在し、背斜軸より南では緩い傾斜を示す。敷地には、地層と斜交し破砕を伴う断層は認められない。なお、背斜軸より北の一部では、過褶曲を示す構造が確認されるが、法面観察の結果、同構造の下位の地層は深部ほど緩やかな傾斜を示し、断層は認められないことから、同構造は断層運動に起因する構造ではない。
- (3) 敷地には、地層と斜交し破砕を伴う断層は認められないが、試掘坑調査及びボーリング調査によって、ある広がりをもって断続的に分布するシームが存在することが確認されている。これらのシームは、いずれも厚さが薄く、母岩との境界面が明瞭であること、層理と調和的に分布していること等から、褶曲構

造の形成に伴って生成されたものと評価した。シームは、地層を切ることなく、地層と同様の走向・傾斜で断続的に分布しているが、粘土を含む平板状の面に沿って変位している可能性があることから、活動性評価の対象とする断層等として抽出した。耐震重要施設設置位置の地盤には、連続性を有するシームとして、B7-1、B8～B12、B12-1、B13、B14、B16 及び B18～B28 の 21 条のシームが認められる。

- (4) これらのシームの活動性評価に当たっては、敷地内では、後期更新世の地形面又は地層が欠如しているため、応力場及びシームの形成に関連したずれの方向に着目した活動性評価と、せん断面と鉱物脈との接触関係に着目した活動性評価を行い、シームの活動性を総合的に検討した。

このうち鉱物脈との接触関係に着目したシームの活動性については、敷地に分布するシームが同様の成因（新第三紀中新世と考えられる南北圧縮応力場における褶曲運動に伴う層面すべり）で形成されたこと、3号炉周辺のボーリング調査において B23 シームが最も連続性が高いシームであること、B23 シームは出現率が高く、敷地において平面的な広がりをもって分布していることを踏まえ、B23 シームを対象に活動性評価を行った。

- (5) 応力場及びシームの形成に関連したずれの方向に着目した活動性評価については、シームの条線観察の結果から、条線がいずれも南北系の方向を示していること、シームの最新活動センスは逆断層センスであることから、シームは島根半島周辺において新第三紀中新世と考えられる南北圧縮応力場における褶曲運動に伴う層面すべりによって形成され、後期更新世以降には活動していないと評価した。

- (6) 鉱物脈との接触関係に着目したシームの活動性については、評価対象とした B23 シームの薄片観察の結果、シームにはせん断面を横断するように濁沸石及び方解石が晶出しており、変位・変形を受けていないことが確認される。このことから、シーム内のせん断面は、濁沸石及び方解石の晶出が終了して以降に活動していないと評価した。

濁沸石の生成温度は、文献によれば 100℃以上とされており、現在の地温と比較して高温であることから、火成活動に伴う熱水変質作用により生成されたと評価した。一方、方解石は、現在の地温においても生成し得ることから、流体包有物試験及び酸素同位体試験を行った結果、その生成温度は約 60℃～約 210℃であり、現在の地温と比較して高温であることから、火成活動に伴う熱水変質作用により生成されたと評価した。濁沸石及び方解石の生成環境の推定のため、敷地周辺の火成活動について検討を行った結果、鹿野・吉田（1985）によれば、敷地周辺の貫入岩類が母岩に熱変成を与えたとされており、また、鹿野ほか（1994）によれば、その貫入岩類の形成年代は中期中新世～後期中新

世であるとされている。敷地内のボーリング調査でも、深部に分布するドレライトの貫入境界面付近において、成相寺層中にざくろ石等の火成活動に伴う熱水変質作用で生成したと評価される鉱物を確認した。これらのことから、シームで確認された濁沸石及び方解石は、中期中新世～後期中新世の火成活動により生成したと評価した。

(7) 上記(5)及び(6)から、敷地に分布するシームは、中期中新世～後期中新世の火成活動の時期以降は活動しておらず、耐震重要施設を設置する地盤に確認されるシームは、「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないと評価した。

当初、申請者は、シームの活動性について、条線の方向がいずれも南北系を示していることから、島根半島周辺において新第三紀中新世と考えられる南北圧縮応力場における褶曲運動に伴う層面すべりによって形成されたと考えられ、少なくとも東西圧縮応力場の下にある後期更新世以降に活動したものではないと評価していた。

規制委員会は、審査の過程において、新第三紀中新世の南北圧縮応力場での褶曲運動に伴う層面すべりで形成されたとの解釈のみではなく、シームそのものに関する地質学的証拠をもって、詳細な評価を行うことを求めた。

これに対して、申請者は、鉱物脈との接触関係に着目した評価を実施し、シームにはそのせん断面を横断する鉱物脈（濁沸石及び方解石）が見られることを確認し、当該鉱物脈が中期中新世～後期中新世の火成活動により生成したと考えられることから、中期中新世～後期中新世の火成活動の時期以降は活動していないと評価した。

規制委員会は、耐震重要施設を設置する地盤の変位については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・敷地には、地層と斜交し破碎を伴う断層は認められないものの、活動性を評価する断層として、地層と同様の走向・傾斜で断続的に分布し過去に変位した可能性があるシームを抽出し、その中から、耐震重要施設を設置する地盤に確認されるシーム（21条）を抽出していること。
- ・当該シームの活動性について、上載地層を用いた方法は適用できないものの、全てのシームが同様の成因（新第三紀中新世と考えられる南北圧縮応力場における褶曲運動に伴う層面すべり）により形成されたものと評価し、これらのうちB23シームを対象に活動性を評価した結果、シーム内のせん断面により変位・変形を受けていない鉱物脈が中期中新世～後期中新世の火成活動に

より生成したものであることから、中期中新世～後期中新世以降には活動していないと評価し、当該シームは「将来活動する可能性のある断層等」には該当しないとしていること。

2. 地盤の支持

解釈別記1は、設計基準対象施設について、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力(耐震重要施設にあつては、基準地震動による地震力を含む。)が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設けなければならないこと、さらに、耐震重要施設については、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することを要求している。

申請者は、設計基準対象施設に対する設計方針及び耐震重要施設に対する動的解析の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定した地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (2) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に支持されるよう設計する方針とする。なお、改良地盤(薬液注入工法)については、各種試験により物性値を設定し、必要な支持性能を有することを確認する。
- (3) 耐震重要施設については、当該施設の基礎地盤の岩級、地形、シームの分布、施設総重量等を踏まえ、2号炉原子炉建物、防波壁(多重鋼管杭式擁壁)及び防波壁(逆T擁壁)を代表施設に選定し、これらの施設を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (4) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、2号炉原子炉建物については、基礎地盤の岩級、地形、シームの分布、隣接施設も含めた施設重量等を考慮し、施設を直交する2断面を評価対象断面として選定した上で、二次元有限要素法により行った。また、防波壁(多重鋼管杭式擁壁)及び防波壁(逆T擁壁)については、防潮堤の方向に直交する複数の評価断面における基礎地盤の岩級、地形、シームの分布、施設総重量、底面幅、埋戻土層等の厚さ、根入れ長さ等を考慮して、それぞれ1断面を選定し、二次元有限要素法により行った。
- (5) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種試験・調査結果を基に設定した。

解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相反転についても考慮した。また、地下水位については、2号炉原子炉建物、2号炉タービン建物等の地下水位は、「Ⅲ－1.3 耐震設計方針」で示す設計水位に基づき、建物基礎上面に設定し、それ以外の施設及び周辺地盤については、地表面に設定した。

(6) 動的解析の結果から得られた基礎底面における最大接地圧及び支持力試験等の結果から得られた評価基準値は以下のとおりであり、いずれの施設も評価基準値を満足することを確認した。

- ・2号炉原子炉建物最大接地圧：2.19N/mm²（評価基準値：9.8N/mm²以上）
- ・防波壁（多重鋼管杭式擁壁）最大接地圧：2.39N/mm²（評価基準値：9.8N/mm²以上）
- ・防波壁（逆T擁壁）：0.38N/mm²（評価基準値：1.4N/mm²）

(7) 動的解析の結果から得られた2号炉原子炉建物、防波壁（多重鋼管杭式擁壁）及び防波壁（逆T擁壁）の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の1.5を上回る。

(8) 動的解析の結果から得られた基準地震動による2号炉原子炉建物及び防波壁（多重鋼管杭式擁壁）の最大傾斜は、評価基準値の目安である1/2,000を下回る。防波壁（逆T擁壁）の最大傾斜は、評価基準値の目安を上回るものの、当該施設に求められる安全機能に影響を及ぼさないように設計する方針としており、当該施設の支持性能が確保されていることを確認した。

規制委員会は、設計基準対象施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・設計基準対象施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置することとしていること。また、耐震重要施設について、直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤又は改良地盤に設置することとしていること。
- ・耐震重要施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、支持力及びすべり安全率に対する評価基準値並びに傾斜に対する評価基準値の目安を満足していること、又は防波壁（逆T擁壁）については、最大傾斜が評価基準値の目安を上回るものの、当該施設に求められる安全機能に影響を及ぼさないように設計する方針としており、当該施設の支持性能が確保されていることを確認していること。

3. 地盤の変形

解釈別記1は、耐震重要施設について、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

申請者は、耐震重要施設の支持地盤に係る設計方針及び地殻変動による傾斜に関する評価を以下のとおりとしている。

- (1) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して岩盤又は改良地盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはない。
- (2) 耐震重要施設の支持地盤の地殻変動による傾斜は、敷地に比較的近い宍道断層（断層上端深さを0kmとした地震動評価モデル）及びF-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層（津波評価モデル）について、広域的な地盤の地殻変動による傾斜をWang et al. (2003)の手法により評価した結果、2号炉原子炉建物、防波壁（多重鋼管杭式擁壁）及び防波壁（逆T擁壁）の最大傾斜は評価基準値の目安である1/2,000を下回る。また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においては、2号炉原子炉建物及び防波壁（多重鋼管杭式擁壁）の最大傾斜は評価基準値の目安である1/2,000を下回る。防波壁（逆T擁壁）の最大傾斜は評価基準値の目安を上回るものの、当該施設の傾斜を考慮しても、当該施設の安全機能に影響を及ぼさないよう設計する方針とする。

規制委員会は、耐震重要施設を設置する地盤の変形については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・耐震重要施設が直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して岩盤又は改良地盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないこと。
- ・申請者が実施した地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足すること、又は防波壁（逆T擁壁）については、最大傾斜が評価基準値の目安を上回るものの、当該施設の傾斜を考慮しても、当該施設の安全機能に影響を及ぼさないよう設計する方針としていること。

Ⅲ－３ 津波による損傷の防止（第５条関係）

第５条は、設計基準対象施設について、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とす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。

Ⅲ－３．１ 基準津波

- １．地震に伴う津波
- ２．地震以外の要因による津波
- ３．地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ
- ４．基準津波の策定等

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針

- １．防護対象とする施設の選定方針
- ２．基本事項
- ３．津波防護の方針
- ４．施設又は設備の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－３．１ 基準津波

設置許可基準規則解釈別記３（以下「解釈別記３」という。）は、基準津波について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が実施した津波評価の内容について審査した結果、本申請における基準津波は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによる津波を複数選定し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して数値解析を実施し、適切に策定されていることから、解釈別記３の規定に適合していることを確認した。

1. 地震に伴う津波

解釈別記3は、地震に伴う津波について、プレート間地震、海洋プレート内地震及び海域の活断層による地殻内地震に伴う津波を考慮し、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査並びに敷地周辺に來襲した可能性のある津波に係る調査及び津波の伝播経路に係る調査を行うことを要求している。また、基準津波の策定に当たっては、適切な規模の津波波源を考慮するとともに、不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。

さらに、行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には、波源設定の考え方及び解析条件の相違点に着目した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映することを要求している。

申請者は、地震に伴う津波評価について、以下のとおりとしている。

(1) 検討波源の選定

- ① 敷地周辺の既往津波及び痕跡高等についての文献調査の結果、島根半島に比較的大きな影響を与えたと考えられる津波には、1983年日本海中部地震津波及び1993年北海道南西沖地震津波がある。これら文献調査を踏まえ、日本海東縁部に想定される地震による津波については、敷地から遠く離れているが島根半島に影響を与えたと考えられること及び大和堆^{やまとたい}の影響により島根半島に向かう傾向があることから検討波源とした。
- ② 敷地周辺の海域活断層による地震に伴う津波の検討波源としては、後期更新世以降の活動を考慮する断層及び撓曲を対象とし、それらの連動を考慮した上で、阿部(1989)の予測式により敷地における津波の予測高を評価した結果、津波の予測高が最高となるF-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-V断層を選定した。
- ③ プレート間地震及び海洋プレート内地震による津波については、敷地との位置関係を踏まえ、敷地周辺の海域活断層による地震に伴う津波に比べ敷地に及ぼす影響は小さいと考えられることから、検討波源に選定しない。

(2) 津波伝播の数値計算手法

- ① 津波に伴う水位変動の評価地点は、水位上昇側では、施設護岸又は防波壁、1~3号炉の取水槽及び1~3号炉の放水槽とし、水位下降側では、2号炉取水口及び2号炉取水槽とした。

- ② 水位変動の評価は、非線形長波理論に基づき、差分法による平面二次元モデルによる津波シミュレーションプログラムを用いて実施した。また、数値シミュレーションに当たり、潮位条件及び断層活動に伴う地盤変動を考慮して評価した。
- ③ 津波シミュレーションに用いる数値計算モデルについては、対馬海峡付近から間宮海峡付近に至る日本海を計算領域とし、大和堆を含む日本海東縁部に想定される地震による津波の伝播経路の数値シミュレーションの精度を向上させるため、水深と津波波長の関係から計算格子間隔を最大800mとして設定し、最小6.25mまで徐々に細かい格子サイズを設定した。
- ④ 津波シミュレーションの再現性については、相田（1977）による既往津波高と数値シミュレーションにより計算された津波高さとの比から求める幾何平均値 K 及びばらつきを表す指標 κ を用い、1983年日本海中部地震津波及び1993年北海道南西沖地震津波による検証を行った結果、土木学会（2016）に基づく再現性の目安を満足することを確認した。

（3）地震に伴う津波評価

- ① 敷地周辺の海域活断層（F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層）から想定される地震による津波（以下「F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層による地震に伴う津波」という。）
 - a. 土木学会（2016）に基づき、すべり量が一律の波源モデル及びパラメータを設定した。断層長さは地質調査に基づき48kmとし、すべり量は武村（1998）から求めた地震モーメントをもとに設定した。
 - b. 土木学会（2016）に基づき、断層の傾斜角及びすべり角の不確かさを考慮した概略パラメータスタディを実施し抽出したケースに対し、さらに、概略パラメータスタディの変動範囲を補間する断層の傾斜角及びすべり角、並びに断層上縁深さの不確かさを考慮した詳細パラメータスタディを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。
 - c. 詳細パラメータスタディで抽出したケースについて、国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）の知見を踏まえた横ずれ断層のすべり角及び断層上縁深さの不確かさを考慮した数値シミュレーションを行い、敷地への影響が大きいケースを抽出した。
- ② 日本海東縁部に想定される地震による津波（土木学会（2016）に基づく検討）
 - a. 土木学会（2016）及び地震調査研究推進本部（2003）を参考に、「北海道北西沖（E0領域）」、「北海道西方沖～青森県西方沖（E1領域）」及び「秋田県沖～新潟県北部沖（E2, E3領域）」の領域の中に、それぞれ

波源を設定した。

- b. 土木学会（2016）に基づき、すべり量が一様の波源モデル及びパラメータを設定した。地震規模は日本海東縁部で発生した既往地震津波のうち最も規模が大きい 1993 年北海道南西沖地震津波を再現するモデルの地震規模を下回らないように Mw7.85 とし、すべり量は武村（1998）から求めた断層長さをもとに設定した。
 - c. 土木学会（2016）等に基づき、波源モデル位置及び傾斜方向の不確かさを考慮した概略パラメータスタディを実施し抽出したケースに対し、さらに、波源モデル位置、傾斜角、断層上縁深さ及び走向の不確かさを考慮した詳細パラメータスタディを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。
 - d. 詳細パラメータスタディで抽出したケースについて、国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）の知見を踏まえ、断層上縁深さを 1km とした数値シミュレーションを行い、敷地への影響が大きいケースを抽出した。
- ③ 日本海東縁部に想定される地震による津波（2 領域連動モデル）
- a. 地震調査研究推進本部（2003）が区分している地震発生領域の各領域を跨いだ地震発生の連動の可能性は低いと考えるが、2011 年東北地方太平洋沖地震では、広い領域で地震が連動して発生したことを踏まえ、地震調査研究推進本部（2003）に示される領域区分のうち、敷地への津波の影響が大きい地震発生領域である「青森県西方沖」及び「佐渡島北方沖」が連動する断層長さ 350km（最大 Mw8.25）の波源を設定した。
 - b. 根本ほか（2009）等の知見に基づきすべり量が不均質な波源モデル及びパラメータを設定した。すべり量は、国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）に基づき最大すべり量を 12m、平均すべり量を 6m とした。
 - c. 大すべり域位置、波源モデル位置及び傾斜の不確かさを考慮した概略パラメータスタディを実施し抽出したケースに対し、さらに、断層上縁深さ及び走向並びに概略パラメータスタディを補完するように設定した大すべり域位置及び波源モデル位置の不確かさを考慮した詳細パラメータスタディを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。
- ④ 行政機関による津波評価との比較・分析
- 地震に伴う津波の検討結果について、安全側の評価を実施する観点から必要な科学的・技術的知見が反映されていることを確認するため、行政機

関による津波評価との比較・分析を実施した。

a. 敷地周辺の海域活断層から想定される地震に伴う津波

国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）、島根県（2016）及び鳥取県（2012）に示された波源モデルを考慮し、敷地への影響が相対的に大きいとされているF 5 5断層、F 5 6断層及びF 5 7断層を検討対象波源として、大すべり域の不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施した結果、上記①のF－Ⅲ断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層による地震に伴う津波と比較して敷地への影響が小さいことを確認した。

b. 日本海東縁部に想定される地震による津波

ア. 国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）に示される波源モデルのうち、島根県に影響が大きいとされるF 2 4断層及びF 3 0断層並びに鳥取県に与える影響が大きいとされるF 1 7断層及びF 2 8断層を検討対象波源とし、大すべり域の不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施した結果、上記③の日本海東縁部に想定される地震による津波（2領域連動モデル）と比較して敷地への影響が小さいことを確認した。

イ. 地方自治体が設定した波源モデルについて、断層長さ、 M_w 等が明確に示されている波源を整理した上で、上記②の日本海東縁部に想定される地震による津波（土木学会（2016）に基づく検討）で設定した $M_w7.85$ を上回る規模の波源モデルを検討対象とし、数値シミュレーションを実施した。

鳥取県（2012）が日本海東縁部に想定した地震による津波の波源モデル（以下「日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）」という。）は、断層長さ222.2kmのすべり量が一律の波源モデルである。すべり量は武村（1998）から求めた地震モーメントをもとに16mとしている。このすべり量は、地震調査研究推進本部（2016）及び土木学会（2016）に示される近年の長大断層に対するスケーリング則を用いて算出される最大すべり量を大幅に上回る設定である。また、当該モデルの断層長さは、武村（1998）の基となった内陸地殻内地震のデータの最大長さ85kmを上回る。このため、すべり量等のモデル化の手法は、上記②及び③の波源モデルに採用はしないものの、評価地点である施設護岸又は防波壁の評価水位が最高となること及び2号炉取水口の評価水位が最低となることから、安全側の評価を実施する観点から敷地への影響が大きい波源モデルとして選定することとした。

⑤ 地震に伴う津波の波源モデルの選定

以上の検討結果から、地震に起因する津波のうち、敷地への影響が大きい波源モデルとして、敷地周辺の海域活断層から想定される地震に伴う津波については、F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層による地震に伴う津波の波源モデルを選定し、日本海東縁部から想定される地震に伴う津波については、日本海東縁部に想定される地震による津波（2領域連動モデル）の波源モデル及び日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデルを選定した。

当初、申請者は、津波シミュレーションに用いる数値計算モデルの計算格子サイズを最大3,200mとしていた。

規制委員会は、審査の過程において、大和堆の影響等を津波の伝播特性に適切に反映できるように、海底地形等も考慮した計算格子サイズに分割することを求めた。

これに対し、申請者は、計算格子サイズを見直し最大800mと細分化した上で、数値シミュレーションを行った。

また、当初、申請者は、日本海東縁部に想定される地震による津波の検討において、申請者による独自の波源モデルとしては、土木学会（2016）に基づく検討として断層長さ131.1km、Mw7.85とした波源モデルを採用していた。

規制委員会は、審査の過程において、2011年東北地方太平洋沖地震の知見も踏まえ、波源領域の連動の可能性等について検討することを求めた。

これに対し、申請者は、敷地への影響が大きくなる波源領域を評価した上で、地震調査研究推進本部（2003）に示される「青森県西方沖」及び「佐渡島北方沖」の2領域の連動を考慮した波源モデルを設定し、数値シミュレーションを行った。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波の評価については、以下のことから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

- ・文献調査により、波源モデルの設定等に必要な検討波源の選定が適切に行われていること。
- ・大和堆の影響等を津波の伝播特性に適切に反映できるように、計算格子サイズを細分化した数値計算モデルを採用していること。
- ・敷地周辺の海域活断層から想定される地震に伴う津波について、最新の知見を踏まえ、傾斜角、すべり角等、各種の不確かさを考慮して適切に評価していること。
- ・日本海東縁部に想定される地震による津波について、最新の知見を踏まえ、不確かさを考慮して津波発生領域の連動を考慮した波源モデルを設定するとともに、波源の位置、走向及び傾斜角等、各種の不確かさを考慮して適切

に評価していること。

- ・行政機関により評価された津波のうち、日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデルについては、既往知見と比較して過大なすべり量を設定したモデルであるものの、数値シミュレーションの結果を踏まえ、安全側の評価を実施すると観点から敷地への影響の大きい波源として選定していること。また、その他の行政機関により評価された津波については、検討波源による津波の影響と同程度以下であることを確認していること。

2. 地震以外の要因による津波

解釈別記3は、地震以外の要因による津波について、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因を考慮し、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査、敷地周辺に来襲した可能性のある津波に係る調査及び津波の伝播経路に係る調査を行うことを要求している。また、基準津波の策定に当たっては、適切な規模の津波波源を考慮するとともに、不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。

申請者は、地震以外の要因による津波評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査の結果、敷地周辺において、陸域及び海底での地すべり、斜面崩壊並びに火山現象による歴史津波の記録は認められなかった。
- (2) 海底地すべりによる津波については、敷地周辺の海底地すべりについて、徳山ほか（2001）等の文献調査に加え、海底地すべり地形判読及び音波探査記録による検討を実施し、複数の海底地すべり地形を抽出した。地すべりの位置及び崩落方向を考慮して区分した4つのエリアごとに概略体積が最大となる地すべり地形（地すべり①、地すべり②、地すべり③及び地すべり④）を評価対象地すべりとして選定して津波シミュレーションを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。初期水位形状の算出に際して、Grilli and Watts(2005)及びWatts et al. (2005)の予測式に基づく手法及びMaeno and Imamura(2007)による二層流モデルに基づく手法を用いた。
- (3) 陸上地すべりによる津波については、敷地周辺の陸上地すべりについて防災科学技術研究所（2005、2006）を確認した上で、空中写真等により沿岸域の地すべり地形を判読し、地すべり地形を抽出した。抽出した地すべり地形を対象にHuber and Hager(1997)による水位予測式を用いて検討対象の地すべり地形（Ls7及びLs26）を選定した。陸上地すべりによる津波の評価については、地表地質踏査及び地形判読の結果を踏まえ、高速道路調査会（1985）による地す

べり土塊の幅と厚さの関係を考慮して、地すべり範囲及び崩壊土砂量を想定して津波シミュレーションを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。初期水位形状の算出に際して、想定した地すべり地形を用いて Fritz et al. (2009) により算出した波源振幅をパラメータとして用いた Watts et al. (2005) による予測式に基づく手法及び二層流モデルに基づく手法を用いた。なお、岩盤崩壊による津波については、Huber and Hager (1997) による水位予測式を用いた敷地における津波高さの比較の結果、陸上地すべりによる津波高さを下回ることから、岩盤崩壊による津波の敷地への影響は小さいと評価した。

- (4) 火山現象に起因する津波については、文献調査の結果、敷地への影響が想定される第四紀火山として、鬱陵島及び隠岐島後が挙げられるが、いずれも山体崩壊を伴うような爆発的噴火の可能性は低いことから、敷地に与える影響が大きい津波は発生することはないと評価した。また、1741年に渡島大島の火山活動に伴う山体崩壊により津波が発生したとされており、文献調査の結果、江の川河口において1~2mを観測したとされている。この津波高さは、日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の数値シミュレーションに基づく津波高を下回ることから、日本海東縁部の断層による地震による津波に比べ敷地に及ぼす影響は小さいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した地震以外の要因による津波の評価については、波源モデルの設定等に必要な調査を実施するとともに、不確かさを考慮して波源の特性や位置等から考えられる適切な規模の津波波源を設定して適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ

解釈別記3は、津波発生要因に係る敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえ、地震及び地すべり又は斜面崩壊等の組合せについて考慮することを要求している。

申請者は、地震による津波と地震以外の要因による津波の組合せについて、以下のとおり津波シミュレーションを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出している。

地震に伴う津波及び地震以外の要因による津波の検討結果を踏まえ、波源の位置関係及び敷地への津波の到達時間を考慮し、地震と海底地すべり及び地震と陸上地すべりの組合せとして、「F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震に伴う津波と海底地すべり④に起因する津波」、「F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震に伴う津波と陸上地すべり Ls7 に起因する津波」及び「F-Ⅲ

断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層による地震に伴う津波と陸上地すべり Ls26 に起因する津波」について、地震動の継続時間の中で地すべりの発生時間の不確かさを考慮した結果、組合せを考慮すると評価水位に影響を与える可能性がある「F－Ⅲ断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層による地震に伴う津波と陸上地すべり Ls26 に起因する津波」について、地すべりの発生時間の不確かさを考慮して津波シミュレーションを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せの評価については、敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえて波源を適切に組み合わせ、適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

4. 基準津波の策定等

解釈別記3は、基準津波の時刻歴波形について、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、施設から離れた沿岸域における津波を用いることを要求している。また、基準津波による遡上津波は、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていることを要求している。さらに、砂移動の評価に必要な調査を行い、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積に対して取水口及び取水路の通水性が確保できることを要求している。

申請者は、基準津波の策定の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 基準津波は、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、敷地前面の沖合い約2.5kmの水深65m地点で定義した。
- (2) 基準津波の策定に当たっては、敷地前面に設置された防波堤は、地震による損傷が否定できないことから、敷地への影響が大きいと評価された波源モデルに対し、防波堤有り条件と防波堤無し条件で同様のパラメータスタディを行い、以下に示す基準津波1～基準津波6を選定した。

【上昇側の基準津波】

- ・基準津波1：日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデル（防波堤有り、防波堤無し）
- ・基準津波2：日本海東縁部に想定される地震による津波（2領域連動モデル）の波源モデル（防波堤有り）
- ・基準津波5：日本海東縁部に想定される地震による津波（2領域連動モデル）の波源モデル（防波堤無し）

【下降側の基準津波】

- ・基準津波 1：日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデル（防波堤有り、防波堤無し）
 - ・基準津波 3：日本海東縁部に想定される地震による津波（2 領域連動モデル）の波源モデル（防波堤有り）
 - ・基準津波 4：F－Ⅲ断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層による地震に伴う津波の波源モデル（防波堤有り、防波堤無し）
 - ・基準津波 6：日本海東縁部に想定される地震による津波（2 領域連動モデル）の波源モデル（防波堤無し）
- (3) 基準津波定義位置における基準津波 1 の最大水位上昇量は＋2.44m、最大水位下降量は－1.96m、基準津波 2 の最大水位上昇量は＋1.21m、最大水位下降量は－1.12m、基準津波 3 の最大水位上昇量は＋1.27m、最大水位下降量は－1.07m、基準津波 4 の最大水位上昇量は＋0.77m、最大水位下降量は－1.05m、基準津波 5 の最大水位上昇量は＋1.25m、最大水位下降量は－1.35m、基準津波 6 の最大水位上昇量は＋1.57m、最大水位下降量は－1.35m である。
- (4) 文献調査等で確認された津波痕跡高等について、水位上昇側で選定された基準津波 1 及び基準津波 2 並びに基準津波 2 を選定する際に考慮した大すべり域の位置、断層傾斜角等を変化させたケースの波源による水位との比較を行った結果から、基準津波が、山陰地方における痕跡高及び津波堆積物の分布標高から推定される津波高及び浸水域を上回っていると評価した。
- (5) 津波に伴う砂移動の数値計算では、敷地前面海域における底質調査結果から砂の粒径、密度等を設定し、藤井ほか（1998）及び高橋ほか（1999）の方法を用いて砂の堆積厚を評価し、原子炉補機冷却系の取水に支障が生じないことを確認した。

当初、申請者は、敷地前面の港湾部に設置された防波堤については、防波堤が損傷する条件での評価を行っていなかった。

規制委員会は、申請設備ではない防波堤は、地震により損傷する可能性があることを指摘し、防波堤の有無が基準津波の策定に与える影響を確認することを求めた。

これに対し、申請者は、防波堤を考慮した評価結果に加え、敷地への影響が大きい波源について、防波堤が損傷した条件でも評価を行い、基準津波を策定した。

規制委員会は、本申請による基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、適切な位置で適切に時刻歴波形として策定されていること、基準津波による津波高さは、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っているこ

と、また、基準津波による水位変動に伴う砂移動の評価が適切に行われていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、基準津波定義位置における基準津波の年超過確率は水位上昇側及び水位下降側ともに 10^{-3} ～ 10^{-5} 程度としている。

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針

１．防護対象とする施設の選定方針

解釈別記3は、設計基準対象施設に対して基準津波によって安全機能が損なわれるおそれがないことを要求している。また、津波ガイドでは、重要な安全機能を有する施設は、基準津波に対して、その安全機能を損なわない設計であることを基本方針として示している。

申請者は、設計基準対象施設のうち、耐震重要度分類におけるSクラスの施設を防護対象とする施設として選定する方針としている。これに加えて、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）に示された、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、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器についても防護対象とする施設として選定する方針としている。また、上記以外のクラス3に属する構築物、系統及び機器は代替設備によって必要な機能を確保する等の対応を行うよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者が、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クラスの施設及び重要な安全機能を有する施設を選定することに加え、安全評価上その機能を期待する施設にも着目して選定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

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

津波ガイドでは、耐津波設計の前提条件に関する基本事項として、敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等について、以下の事項についてそれぞれを網羅的に示すこととしている。これらの事項は、遡上域及び浸水域の評価並びに漂流物の評価において必要な情報である。

- ① 敷地及び敷地周辺における地形、標高並びに河川の存在
- ② 敷地における施設の位置、形状等
- ③ 敷地周辺における人工構造物等の位置、形状等

申請者は、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について、図面等を用いて以下のように示している。

- ① 敷地は、島根県松江市鹿島町の島根半島中央部に位置し、東側、西側及び南側の周囲三方が標高 150m 程度の高さの山に囲まれ、北側が日本海に面している。敷地に最も近い河川として、南方約 2km のところに人工河川の佐陀川がある。
- ② 施設、設備が設置される敷地の高さは、主に EL. +8.5m、EL. +15.0m、EL. +44.0m 及び EL. +50.0m に分かれている。
- ③ 防護対象とする施設を内包する建物及び区画として、原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物を EL. +15.0m の敷地に、タービン建物を EL. +8.5m の敷地に設置する。屋外設備として、B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を EL. +15.0m の敷地に、A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）及び排気筒を EL. +8.5m の敷地に、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ（以下「非常用海水ポンプ」という。）を EL. +1.1m の取水槽床面に設置する。
- ④ 津波防護施設として日本海及び輪谷湾に面した敷地前面に EL. +15.0m を天端とする防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。また、1号炉取水槽に流路縮小工（※⁴）を設置する。
- ⑤ 津波監視設備として2号炉排気筒の EL. +64.0m 及び3号炉北側防波壁（東側・西側）の EL. +15.0m の位置に津波監視カメラを、取水槽の EL. -9.3m の位置に取水槽水位計を設置する。
- ⑥ 敷地内の防波壁外側の遡上域の建物・構築物等として、EL. +6.0m の敷地には荷揚場詰所、キャスク取扱格納庫、デリッククレーン等がある。
- ⑦ 敷地内の港湾施設として荷揚場、防波堤がある。
- ⑧ 敷地外の港湾施設として西方に片句漁港及び手結漁港、南西に恵曇漁港、東方に御津漁港及び大芦漁港があり、各漁港には防波堤がある。
- ⑨ 敷地外の海上設置物として周辺の漁港に漁船及びその他船舶が約 230 隻あり、周辺海域に定置網がある。
- ⑩ 敷地周辺には民家、工場等がある。
- ⑪ 海上交通として本発電所沖合約 6km に航路がある。

(※⁴) 1号炉取水槽に接続する取水管端部に鋼製の縮小板を設置し、管路内の断面積を縮小して、津波の敷地への流入を防止する施設

規制委員会は、申請者が、耐津波設計の前提条件における必要な事項として、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おり、これらの事項が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(2) 基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

解釈別記3は、遡上域及び浸水域の評価に当たって、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、沿岸域の海底地形、津波の浸入角度及び伝播経路上の人工構造物等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を要求している。また、地震時の変状（地盤の液状化）又は津波来襲時の洗掘と堆積を起因とする地形及び河川流路の変化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を要求している。

申請者は、以下のとおり遡上解析を実施するとしている。

① モデル

- a. 敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、解析上影響を及ぼす斜面、道路等を考慮してモデル化する。
- b. 津波の伝播経路上の人工構造物について、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してモデル化する。
- c. 敷地沿岸域及び海域については、一般財団法人日本水路協会及び深浅測量等による地形データを使用する。また、陸域については国土地理院等による地形データを使用し、取水路及び放水路等の諸元、敷地標高については本発電所の竣工図等を使用する。

② 考慮事項

- a. 敷地前面、側面及びその周辺における津波の流向、流速及びそれらの経時変化を考慮する。
- 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について、敷地周辺の遡上域における津波の流向及び流速に留意した上で考慮する。
- c. 地震による液状化、流動化、すべり及び標高変化を考慮する。
- d. 防波壁の両端部が敷地の周辺斜面に擦り付き、周辺斜面を構成する地山が遡上波の敷地への到達に対して障壁となっていることを考慮する。
- e. 敷地の南方約2kmに位置する佐陀川は、敷地と標高150m程度の山地を隔てた位置にあることから、この河川からの敷地への回り込みを

考慮しない。

- f. 揺すり込み及び液状化に伴う埋戻土・砂礫層の変形及び沈下、本発電所港内の防波堤の損傷について検討し、検討結果に基づく解析条件を考慮する。なお、敷地沿岸部の地滑り地形の斜面崩壊は、影響評価を行った結果、敷地への遡上経路に及ぼす影響がないことから、解析条件として考慮しない。
- g. 遡上の可能性を検討するに当たって、初期潮位は、海水面の基準レベル (EL. $\pm 0.0\text{m}$) とし、朔望平均潮位及び潮位のばらつきについては遡上解析から算定した津波水位に加えることで考慮する (※⁵)。

規制委員会は、申請者が、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及び地震による影響を適切に考慮した上で敷地への遡上の可能性を検討することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(3) 入力津波の設定

解釈別記3は、基準津波の波源からの数値解析に基づき、各施設、設備等の設置位置において算定される水位変動の時刻歴波形を入力津波として設定することを要求している。また、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振動の励起を適切に評価し考慮することを要求している。

申請者は、基準津波の波源からの津波伝播等の数値解析に基づき、各施設、設備等の設置位置において、海水面の基準レベルからの水位変動量を算定し、時刻歴波形として入力津波を設定するとしている。津波による本発電所港湾内の局所的な海面振動については、湾口、湾中央、湾奥西、湾奥東及び2号炉取水口における最高水位分布や時刻歴水位を比較し、励起していることが否定できないため、港湾内の入力津波高さについては、局所的な海面振動の励起を考慮して、安全側の評価となるよう湾内の最大水位を基に一律に設定するとしている。

さらに、津波防護施設の設計に用いる入力津波の設定については、敷地及びその周辺の遡上域、津波の伝播経路の不確かさ並びに施設の広がり等を考慮するとしている。また、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、衝撃力等に対して、安全側の設計又は評価となるよう考慮して入力津波高さや速度を設定するとしている。

(※⁵) 朔望平均潮位及び潮位のばらつきを含む遡上解析の条件の妥当性については、「2. (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)」で確認

規制委員会は、申請者が、入力津波の設定について、基準津波の波源からの数値解析に基づき、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、本発電所港湾内の湾口、湾中央、湾奥西、湾奥東及び2号炉取水口における局所的な海面振動の励起を評価し、その結果を考慮することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。これに加えて、津波防護施設及び浸水防止設備の設計に用いる入力津波の設定について、敷地及びその周辺の遡上域、津波の伝播経路の不確かさ並びに施設の広がりを考慮することを確認した。

(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）

解釈別記3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当たって、潮汐に加え高潮等の要因による水位変動も考慮して安全側の評価を実施することを要求している。また、地震に伴う広域的な地殻変動による敷地の隆起又は沈降を考慮して安全側の評価を実施することを要求している。

申請者は、津波防護施設、浸水防止設備の設計及び原子炉補機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。

① 潮汐による水位変動

「発電所構内（輪谷湾）」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、「発電所構内（輪谷湾）」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。

② 高潮による水位変動

潮汐以外の要因による潮位変動については、影響の大きなものとして高潮を抽出する。「発電所構内（輪谷湾）」における過去15年の潮位観測記録に基づき高潮の発生状況の調査及び高潮のハザードの評価を行い、基準津波の超過確率を踏まえ、再現期間100年の高潮を算定し、これと基準津波との重畳を考慮する。

③ 地殻変動による隆起又は沈降の影響

地震に伴う地殻変動による敷地の隆起又は沈降は、地殻変動解析に基づき設定する。基準津波の波源である海域活断層から想定される地震による

地殻変動に伴い敷地全体が0.34m隆起すると評価されたことから、下降側（引き波）の水位変動に対して隆起を考慮し、上昇側（寄せ波）の水位変動に対しては隆起を考慮しないものとする。なお、宍道断層を震源とする地震による地殻変動量は0.02m以下の沈降で敷地への影響が十分小さいこと、日本海東縁部に想定される地震による地殻変動量は震源が敷地から十分離れていることから考慮しない。また、広域的な余効変動については、基準地震動を評価する震源において近年大きな地震が発生していないことから、生じていないものとして考慮しない。

規制委員会は、申請者が、水位変動及び地殻変動について、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するとともに、潮汐以外の要因の中で最も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安全側の評価すること、また、地震に伴う地殻変動による隆起を下降側の水位変動に対して考慮し、上昇側の水位変動に対して考慮しない安全側の評価をすることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

3. 津波防護の方針

(1) 津波防護の基本方針

津波ガイドでは、津波防護の基本方針が敷地の特性に応じたものであること、また、津波防護の概要を敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等に明示することを示している。

申請者は、敷地の地形並びに人工構造物等の位置及び形状等に基づく津波の遡上解析、管路の水理解析（※⁶）（以下「管路解析」という。）等の結果を踏まえて、津波防護の対象となる敷地の範囲を特定した上で、津波防護の概要を以下のように示している。

- ① 防護対象とする施設を内包する建物及び区画が設置された敷地に基準津波による遡上波を到達又は流入させないように津波防護施設を設置する。また、取水路、放水路等の地下部を介して、防護対象とする施設を内包する建物及び区画に津波を流入させないように津波防護施設及び浸水防止設備を設置する。
- 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上、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

（※⁶）取水路及び放水路の水路形状、材質及び水路表面の状況を考慮したモデル化を行い実施する管路の水理解析

防止できる設計とする。

- ③ 建物内の海水を内包する耐震性の低い配管等が地震により破断することを想定し、そこからの津波の流入に対して防護対象とする施設の安全機能が損なわれない設計とする。
- ④ 津波の引き波時の水位低下により非常用海水系の取水性が損なわれない設計とする。
- ⑤ 津波の来襲等を監視できるよう津波監視設備を設置する。

以上の津波防護の概要に沿って、防護対象とする施設を内包する建物及び区画、津波防護のために設置する施設等（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）の位置を敷地全体図に示している。

規制委員会は、申請者の津波防護の基本方針が、敷地の特性に応じた方針であること及び申請者が、当該方針に基づく津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の配置を図面により示していることから、この方針が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（２）敷地への流入防止（外郭防護１）

① 遡上波の到達、施設等への流入防止

解釈別記３は、重要な安全機能を有する施設を内包する建屋及び重要な安全機能を有する屋外の施設を、基準津波による遡上波の到達しない十分な場所に設置することを要求している。また、到達する高さにある場合には、津波防護施設及び浸水防止設備を設置することを要求している。

申請者は、遡上波の到達、流入を防止するため、以下の方針を示している。

- a. 基準津波による遡上解析について、地震による地盤沈下量、水位変動等を初期条件として考慮して実施した。その結果、入力津波高さは、日本海東縁部に想定される地震による津波で EL. +11.9m（敷地高さ EL. +8.5m に対する浸水深は 4m 程度）、海域活断層から想定される地震による津波で EL. +4.2m（敷地高さ EL. +8.5m に遡上しない）と設定する。（※⁷）。
- b. 防護対象とする施設を内包する建物が設置されている敷地は、入力津波高さ EL. +11.9m に対してその敷地高さが EL. +8.5m であり、津

（※⁷）入力津波高さのうち、EL. +11.9m 及び EL. +4.2m の数値は、基準津波定義位置（沖合約 2.5km、水深 65m）における時刻歴波形に基づき、海底地形、防波堤の影響、潮位のばらつき等の条件を考慮した遡上解析の結果である。なお、この遡上解析における各条件の妥当性は、「２．基本事項」の（１）～（４）で確認。また、海域活断層から想定される地震による津波の入力津波高さである EL. +4.2m については、津波防護施設及び浸水防止設備の設計条件等として考慮する。

波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地前面に EL. +15m を天端とする防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。

- c. 津波が遡上する防波壁外側の EL. +8.5m 及び EL. +6.0m の敷地に、防護対象とする施設を内包する建物及び区画はない。
- d. 屋外設備が設置されている敷地高さは、A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、排気筒を設置するエリア及び屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒、タービン建物～放水槽）が EL. +8.5m、非常用海水ポンプが EL. +1.1m であり、津波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地に EL. +15m を天端とする防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。
- e. 遡上波の地上部からの到達及び流入の防止として、防波壁両端部の既存の地山斜面を活用する。既存の地山斜面については防波壁の高さである EL. +15m 以上の安定した岩盤であり、耐震重要施設及び重大事故等対処施設の周辺斜面の評価と同等の信頼性を有する評価等に基づき地震時及び津波時の健全性を確認する。

なお、審査の過程において、申請者は、防波壁の東端部及び西端部について、接続する地山の高さが入力津波高さを上回ること、また、地山が頑健な C_M～C_L級の岩盤で構成され基準地震動により斜面崩壊しないことから、防波壁端部からの津波の流入はないとしていた。

これに対して規制委員会は、防波壁を接続する地山自体が津波の敷地への地上部からの到達に対する障壁として活用されており、地山が斜面崩壊した場合に、地山高さが入力津波高さを下回り、津波が流入する可能性があることから、当該地山に関する耐震設計及び耐津波設計の基本方針を示し、基準地震動及び入力津波に対する健全性を確認するよう求めた。

これに対し申請者は、津波に対する障壁として活用する地山について、基準地震動による地震力に対し耐震重要施設及び重大事故等対処施設の周辺斜面の評価と同等の信頼性を有するすべり安定性評価に基づき健全性を確認し、また、入力津波に対し波力による浸食及び洗掘に対する抵抗性並びに波力によるすべり及び転倒に対する安定性の評価に基づき健全性を確認した。また、防波壁西端部の地山斜面について、過去の表層すべりの可能性が完全に否定できない礫質土及び粘性土を撤去する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、遡上波の到達、流入の防止の要求に対して、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、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置された敷地に遡上波が到達しないよう津波防護施設を設置することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。また、津波防護施設の両端部の地山斜面を遡上波の敷地への到達に対する障壁として活用し、耐震重要施設及び重大事故等対処施設の周辺斜面の評価と同等の信頼性を有する評価等に基づき地震時及び津波時の健全性を確認するとしており、この方針が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

解釈別記3は、取水路、放水路等の経路から防護対象とする施設を内包する建屋及び区画への津波の流入の可能性について検討した上で、流入経路を特定し、それらに対して対策を施すことにより、津波の流入を防止することを要求している。

申請者は、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。

a. 流入経路の特定

海域とつながる取水路、放水路等の開口部の設置位置において、入力津波高さと同開口部の高さを比較することにより、津波が防護対象とする施設を内包する建物及び区画へ流入する可能性を検討する。流入経路として、以下を特定した。

- ア. 2号炉取水路から海水ポンプ等を設置するエリアへの津波の流入については、管路解析に基づく評価を行い、2号炉取水槽の入力津波高さ EL. +10.6m に対し、2号炉取水槽除じん機エリアの天端開口部が EL. +8.8m、2号炉取水槽海水ポンプエリア及び2号炉取水槽循環水ポンプエリアの床面開口部が EL. +1.1m、2号炉取水槽C/Cケーブルダクトの貫通部が EL. +6.2m～+6.5m、2号炉取水槽除じん機エリア貫通部が EL. +6.3m～+7.3m に位置することから、流入経路として2号炉取水槽除じん機エリア天端開口部、2号炉取水槽海水ポンプエリアの床面開口部、2号炉取水槽循環水ポンプエリアの床面開口部、2号炉取水槽C/Cケーブルダクト貫通部及び2号炉取水槽除じん機エリア貫通部を特定した。
- イ. 1号炉取水路から敷地地上部への津波の流入については、管路

解析に基づく評価を行い、1号炉取水槽の入力津波高さ EL. +9.2m に対し、1号炉取水槽の天端開口が EL. +8.8m に位置することから、流入経路として1号炉取水槽天端開口部を特定した。

ウ. 2号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析に基づき評価を行い、2号炉放水槽の入力津波高さ EL. +7.9m に対し、2号炉屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）が EL. +2.0m に位置することから、流入経路として2号炉屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）の貫通部を特定した。

エ. 屋外排水路から敷地地上部への津波の流入については、遡上解析に基づき評価を行い、敷地前面の屋外排水路の入力津波高さ EL. +11.9m に対し、屋外排水路が EL. +2.7m～+7.3m に位置することから、流入経路として屋外排水路を特定した。

なお、1号炉放水連絡通路については、コンクリート及び埋戻土による閉塞工事を実施するため津波の流入経路とはならない。

b. 津波の流入防止対策

特定した経路から津波が流入することを防止するため、以下の対策を講じる。

- ア. 2号炉取水路からの津波の流入に対し、浸水防止設備として、2号炉取水槽除じん機エリアの天端開口部に防水壁及び水密扉並びに2号炉取水槽海水ポンプエリア及び2号炉取水槽循環水ポンプエリアの床面開口部に床ドレン逆止弁を設置する。また、2号炉取水槽C/Cケーブルダクトと2号炉取水槽除じん機エリアとの境界における貫通部及び2号炉取水槽除じん機エリアと2号炉取水槽海水ポンプエリアとの境界における貫通部に止水処置を実施する。
- イ. 1号炉取水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として、1号炉取水槽の天端開口部から津波が流入しないように、1号炉取水槽の取水管端部に1号炉取水槽流路縮小工を設置する。
- ウ. 2号炉放水路から敷地地上部への津波の流入に対し、浸水防止設備として、2号炉放水槽と2号炉屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）との境界の貫通部に止水処置を実施する。
- エ. 屋外排水路からの津波の流入に対し、浸水防止設備として集水枡に屋外排水路逆止弁を設置する。

規制委員会は、申請者が、取水路、放水路等の開口部から防護対象とする施設を内包する建屋及び区画へ津波が流入する可能性を検討し、津波防護施設及び浸水防止設備を設置することにより津波の流入を防止することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(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）

① 浸水対策

解釈別記3は、設置される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、漏水が継続することによる浸水の範囲を想定するとともに、当該想定される浸水範囲（以下「浸水想定範囲」という。）の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある経路を特定し、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を要求している。

申請者は、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。

a. 浸水想定範囲

設置される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、津波が取水路を通じて取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアの床面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、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定する。

b. 浸水対策

漏水の可能性のある経路として、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアの床面に開口部が存在するため、これらに床ドレン逆止弁を設置する。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設への漏水による影響を防止するため、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定した上で、浸水防止設備を設置し浸水範囲を限定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 重要な安全機能を有する施設への影響評価

解釈別記3は、浸水想定範囲の周辺に重要な安全機能を有する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて同区画内の浸水量評価を実施して、重要な安全機能を有する設備への影響がないことを確認することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲である取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに津波防護対象設備である非常用海水ポンプ及び非常用海水系の配管を設置しているため、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを防水区画化するとしている。また、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに設置する床ドレン逆止弁について、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、取水槽海水ポンプエリアの非常用海水ポンプへの影響がないことを確認するとしている。なお、取水槽循環水ポンプエリア及び取水槽海水ポンプエリアの非常用海水系の配管については、取水槽循環水ポンプエリアの循環水系配管の破断による浸水量に対して機能保持できることを確認することにより、漏水による浸水量に対しても影響がないことを確認するとしている。

規制委員会は、申請者が、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取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを防水区画化した上で、区画内の浸水量評価によって非常用海水ポンプへの影響がないことを確認するとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。また、非常用海水系の配管は、循環水系配管の破断を想定した浸水量評価によって影響がないことを確認するとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

③ 排水設備設置の検討

解釈別記3は、長期間の浸水が想定される浸水想定範囲には、排水設備を設置することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲における上記②の浸水量評価に基づき、長期間の浸水が想定される場合は取水槽海水ポンプエリアに排水設備を設置する方針としている。

規制委員会は、申請者が、上記②の浸水量評価に基づき、長期間の浸水の有無に応じて排水設備を設置する方針としており、この方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

解釈別記3は、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画について、浸水防護重点化範囲として明確化することを要求している。また、地震による溢水に加えて津波の流入による浸水範囲及び浸水量（※⁸）を安全側に想定した上で、耐震性の低い配管等の破断箇所から浸水防護重点化範囲への流入経路を特定し、それらに対して流入防止の対策を施すことにより、防護対象とする施設が津波による影響を受けない設計とすることを要求している。

申請者は、防護対象とする施設を内包する建物及び区画について、浸水防護重点化範囲として設定した上で、以下のとおり津波の流入防止対策を施す方針としている。

① 浸水防護重点化範囲の設定

津波に対する浸水防護重点化範囲として、i) 原子炉建物、ii) タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、iii) 廃棄物処理建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、iv) 制御室建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、v) 取水槽海水ポンプエリア、vi) 取水槽循環水ポンプエリア、vii) 屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物、タービン建物～排気筒及びタービン建物～放水槽）、viii) A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、ix) B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、x) 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア及びxi) 排気筒を設置するエリアを設定する。

② 浸水防護重点化範囲への流入量評価

浸水防護重点化範囲への津波の流入については、屋内配管の損傷による溢水及び浸水量並びに屋外機器・配管や屋外タンクの損傷による溢水及び浸水量を以下のとおり検討し、浸水防護重点化範囲への流入経路を特定する。

(※⁸) 屋内の海水を内包する耐震性の低い配管等が地震により破断することによって、当該箇所から内部保有水及び津波による海水等が溢水し、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画に流入することを考慮した浸水範囲及び浸水量

a. 屋内配管の損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量

ア. タービン建物内の復水器を設置するエリアに敷設された耐震性の低い配管等の破断箇所から流入した津波により、復水器を設置するエリアに隣接する浸水防護重点化範囲（原子炉建物、タービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア及び取水槽循環水ポンプエリア）が受ける影響を評価する。また、タービン建物内の浸水防護重点化範囲（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）に敷設された耐震性の低い配管の破断箇所から流入した津波により、浸水防護重点化範囲（タービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア、原子炉建物及び取水槽循環水ポンプエリア）が受ける影響を評価する。

イ. 地震に起因する、タービン建物内の復水器エリアにおける循環水系配管の伸縮継ぎ手及び耐震性の低い配管の破断を想定し、当該箇所から循環水ポンプの停止並びに循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる溢水量及び保有水による溢水量の合計からタービン建物内の浸水量を算定する。なお、循環水ポンプの停止並びに循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる浸水量については、インターロック（原子炉をスクラムさせる地震大信号及びタービン建物内又は取水槽循環水ポンプエリア内の漏えい検知信号で作動）による循環水ポンプの停止並びに循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる溢水量を算出する。また、地震に起因する、タービン建物内の浸水防護重点化範囲（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）における耐震性の低い配管の破断を想定した浸水量については、別途溢水に対する評価において算定する。

ウ. タービン建物内の復水器を設置するエリアの循環水系配管の破断による津波の流入については、津波が来襲する前に復水器水室出口弁及び循環水ポンプ出口弁を閉止するインターロック（原子炉をスクラムさせる地震大信号及びタービン建物内又は取水槽循環水ポンプエリア内の漏えい検知信号で作動）を設け、津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。また、タービン建物内の浸水防護重点化範囲（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）の耐震性の低い配管のうち、タービン補機海水系配管の破断による津波の流入については、津波が来襲する前にタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止するインターロック（原子炉をスクラムさせる地震大信号及びタービン建物内又は取水槽循環水ポンプエ

リア内の漏えい検知信号で作動) を設けて津波の流入を防止すること、タービン補機海水系配管(放水配管)及び液体廃棄物処理系配管の破断による津波の流入については、隔離弁(逆止弁)を設けて津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。

エ. 地震に起因する地下水の流入については、地震により地下水位低下設備の揚水ポンプが停止することを想定し、建物周囲の水位が建物周辺の地下水位まで上昇するとして浸水量を評価する。

b. 屋外機器・配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量

- ア. 浸水防護重点化範囲(取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア)に敷設された耐震性の低い機器・配管の破断箇所から流入した津波により、浸水防護重点化範囲(取水槽海水ポンプエリア、取水槽循環水ポンプエリア及びタービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア)が受ける影響を評価する。また、放水槽に流入した津波により、放水槽に隣接する浸水防護重点化範囲(屋外配管ダクト(タービン建物～放水槽))が受ける影響を評価する。
- イ. 浸水防護重点化範囲(取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア)に敷設された耐震性の低い機器・配管のうち、循環水系機器・配管(配管伸縮継手部含む)及び除じん系機器・配管は基準地震動に対してバウンダリ機能を保持する設計とし、タービン補機海水系機器・配管はタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止するインターロック(原子炉をスクラムさせる地震大信号及びタービン建物内又は取水槽循環水ポンプエリア内の漏えい検知信号で作動)を設けて津波の流入を防止する設計とするとともにタービン補機海水ポンプ出口弁より海域側の配管を基準地震動に対してバウンダリ機能を保持する設計とすることから、津波の流入量は考慮しない。
- ウ. 屋外配管ダクト(タービン建物～放水槽)内に敷設された耐震性の低い機器・配管のうち、タービン補機海水系配管(放水配管)及び液体廃棄物処理系配管は隔離弁(逆止弁)を設けて津波の流入を防止する設計とするとともに隔離弁より海域側の配管を基準地震動に対してバウンダリ機能を保持する設計とし、原子炉補機海水系配管(放水配管)は基準地震動に対してバウンダリ機能を保持する設計とすることから、津波の流入量は考慮しない。

エ. 屋外タンクの損傷による溢水について、別途溢水に対する評価を実施する。

③ 浸水防護重点化範囲への流入防止対策

a. 屋内配管の損傷による浸水防護重点化範囲への流入防止対策

浸水防護重点化範囲への流入防止対策については、特定したタービン建物内の復水器を設置するエリアからの経路に対して、浸水防護重点化範囲（原子炉建物、タービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア及び取水槽循環水ポンプエリア）との境界に復水器エリア防水壁、復水器エリア水密扉及びタービン建物床ドレン逆止弁の設置並びに配管等の貫通部への止水処置を実施する。また、浸水防護重点化範囲（タービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア）に敷設された耐震性の低い配管から流入する経路に対して、隣接する浸水防護重点化範囲（原子炉建物）との境界における配管等の貫通部への止水処置等を実施し、原子炉補機海水系配管（放水配管）及び高圧炉心スプレイ補機海水系配管（放水配管）の全長に基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とするとともに、後述する屋外の隔離弁等の対策により津波の流入を防止する。なお、浸水防護重点化範囲（廃棄物処理建物及び制御室建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア）は、浸水高さより高い位置に設置され、溢水に対して影響を受けないことを確認する。

b. 屋外機器・配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲への流入防止対策

浸水防護重点化範囲への流入防止対策については、特定した浸水防護重点化範囲（取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア）に敷設された耐震性の低い機器・配管から流入する経路に対して、循環水系ポンプ・配管（伸縮継手部含む）は取水槽循環水ポンプエリアの全長について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とし、タービン補機海水系ポンプ・配管は取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに隔離弁（電動弁）を設置するとともに隔離弁より海域側について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とし、除じんポンプ・配管は取水槽海水ポンプエリアの全長について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とする。また、特定した放水槽の耐震性の低い配管から隣接する浸水防護重点化範囲（屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽））へ流入する

経路に対して、タービン補機海水系配管（放水配管）及び液体廃棄物処理系配管は屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）に隔離弁（逆止弁）を設置するとともに隔離弁より海域側について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とし、原子炉補機海水系配管（放水配管）は屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）の全長について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とする。なお、浸水防護重点化範囲（屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物、タービン建物～排気筒））は流入経路がなく、溢水に対して影響を受けないことを確認する。浸水防護重点化範囲（A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア及び排気筒を設置するエリア）は、屋外タンクの損傷による溢水に対して別途評価する。

c. 地下水の浸水防護重点化範囲への流入防止対策

地震により揚水ポンプが停止し、原子炉建物周囲の水位が地表面まで上昇するとして、原子炉建物及びタービン建物の地下外壁に貫通部止水処置等を実施する。さらに、上記の貫通部止水処置等を実施したとしても、地震時における原子炉建物及びタービン建物の地下外壁の貫通部等から流入する地下水を考慮し、浸水防護重点化範囲が受ける影響を評価する。

d. 施設・設備の施工上生じうる隙間部に対する流入防止対策

施工上生じ得る建屋間の隙間部が津波及び溢水の流入経路となることを想定し、その隙間部に止水処置を実施する。

なお、審査の過程において、申請者は、耐震Sクラスに属する配管及び電路（原子炉補機海水系、高圧炉心スプレイ補機海水系、非常用ディーゼル発電機系、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機系及び非常用ガス処理系）を内包するタービン建物及び取水槽循環水ポンプエリアについて、耐震性の低い設備（循環水系、タービン補機海水系、液体廃棄物処理系、除じん系等）と物理的に分離されていない配置となっているが、耐震Sクラスに属する配管及び電路が津波の影響を受ける津波防護対象設備ではないため、浸水防護重点化範囲としない方針としていた。

これに対して規制委員会は、耐震Sクラスに属する配管及び電路を内包する建物及び区画を浸水防護重点化範囲として設定しない方針に対し、解釈別記3（Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲として明確化すること）の要求事項を満足するとした根拠の説明を求めた。

これに対し、申請者は、タービン建物の一部区画及び取水槽循環水ポンプエリアを浸水防護重点化範囲として設定する方針並びに浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路及びそれらに対する流入防止の対策を以下のとおり示した。

- ①タービン建物内の耐震Sクラスに属する配管及び電路が設置された区画を復水器エリア防水壁、復水器エリア水密扉等で物理的に分離し、浸水防護重点化範囲として追加設定する。また、取水槽循環水ポンプエリアの区画全体を浸水防護重点化範囲として追加設定する。
- ②浸水防護重点化範囲の耐震性の低い配管からの流入防止対策として、隔離弁（インターロックによる弁閉止対策を実施した電動弁又は逆止弁）を設置するとともに、隔離弁より海域側、又は、配管全長に基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させて津波の流入を防止する設計とする。
- ③浸水防護重点化範囲の耐震性の低いポンプからの流入防止対策として、ポンプに基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させて津波の流入を防止する設計とする。
- ④浸水防護重点化範囲の境界部における流入防止対策として、貫通部止水処置を施す設計とする。
- ⑤浸水防護重点化範囲への流入防止対策を実施したポンプ、配管、隔離弁については、浸水防止設備として位置付ける。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲としていること、浸水防護重点化範囲への流入量を評価していること、浸水防護重点化範囲への流入防止対策を施すことにより重要な安全機能を有する設備が津波等による影響を受けない設計としていることから、これらが解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（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

① 海水ポンプの取水機能を維持する方針

解釈別記3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を維持できる設計であることを要求している。

申請者は、非常用海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。

a. 水位低下に対する非常用海水ポンプの機能維持

日本海東縁部に想定される地震による津波等、到達時間に余裕がある津波に対し、引き波による水位低下時において非常用海水ポンプの機能が維持できるよう、本発電所を含む地域へ大津波警報が発令された場合に、循環水ポンプを停止して取水槽内の水位低下を抑制する運用とし、手順を整備する。

規制委員会は、申請者が、引き波による水位低下時において、大津波警報発令時に循環水ポンプを停止して取水槽内の水位低下を抑制する運用により、非常用海水ポンプの機能を維持できる設計とすることから、これらが解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能維持確認

解釈別記3は、基準津波による水位変動に伴う取水口付近の砂の移動及び堆積並びに漂流物について評価することを要求している。また、原子炉補機冷却海水系は、砂の移動及び堆積並びに漂流物に対して通水性を確保できること、砂の混入に対して機能を維持できることを要求している。

申請者は、取水口前面の砂の移動及び堆積並びに取水口付近の漂流物の評価並びに原子炉補機海水系の機能が維持できることについて、以下のとおりとしている。

a. 取水口付近の砂の移動及び堆積

基準津波による砂移動解析を実施した結果、取水口前面における砂の堆積が少ないことから取水管は閉塞しない。

b. 砂の混入に対する海水ポンプの機能維持

非常用海水ポンプは砂が混入しても軸受が固着しにくい構造とする。具体的には、取水時に砂がポンプの軸受に混入したとしても、約3.5mmの異物逃がし溝から排出される構造とする。一方で、本発電所付近の砂の平均粒径が約0.5mmで、数mm以上の砂は僅かであり、取水槽内に流入した津波の流速に対し、粒径数mm以上の砂は浮遊しにくいことから、大きな粒径の砂はほとんど混入せず、非常用海水ポンプの取水

機能は維持できる。

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、以下のとおり非常用海水ポンプの取水性に影響を与えないと評価している。

ア. 津波の数値解析の結果を踏まえ、本発電所敷地内及び本発電所近傍半径 5km の範囲で漂流物となる可能性のある施設、設備等を調査して抽出する。

イ. 上記ア. について、地震で損壊する可能性のあるものは損壊するものとみなして漂流物を抽出する。

ウ. 地震に起因する敷地地盤の変状、標高変化等を安全側に考慮する。

エ. これらの結果、本発電所敷地内で漂流物となる可能性があるものとして、津波が遡上する護岸部にあるキャスク取扱収納庫、荷揚場詰所の壁材等を抽出した。これらの設置位置及び津波の流向を踏まえると、漂流物が取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。また、上記以外に本発電所敷地内において、荷揚場に停泊する燃料等輸送船、施設点検等の作業を行う作業船、漁船等を抽出した。燃料等輸送船等については、津波警報等発表時に緊急退避するため、日本海東縁部に想定される地震による津波に対して漂流物とならず、緊急退避が困難な到達の早い海域活断層から想定される地震による津波に対して係留により漂流させない設計とすることから漂流物とならない。作業船については、津波警報等発表時に緊急退避するため、日本海東縁部に想定される地震による津波に対して漂流物とならず、緊急退避が困難な到達の早い海域活断層から想定される地震による津波に対して緊急退避できずに取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。航行不能となった漁船については、取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。

オ. 本発電所敷地外で漂流する可能性があるものとして、家屋、工場、作業船、航行不能となった漁船等を抽出した。家屋、工場等については、設置位置及び津波の流向から取水口に到達しないと

評価しているため、通水性は確保できる。作業船については、津波警報等発表時に緊急退避するため、日本海東縁部に想定される地震による津波に対して漂流物とならず、緊急退避が困難な到達の早い海域活断層から想定される地震による津波に対して緊急退避できず港湾内に侵入して取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。航行不能となった漁船については、港湾内に侵入して取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。

規制委員会は、申請者が、基準津波による取水口前面の砂の移動、堆積及び非常用海水ポンプへの砂の混入並びに取水口付近の漂流物の影響を評価し、それらの結果を踏まえ原子炉補機冷却海水系の機能を維持できることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(6) 津波監視

津波ガイドでは、津波監視設備を設置して敷地への津波の来襲を確実に監視できることを確認している。

申請者は、津波監視設備として、2号炉排気筒のEL. +64.0m及び3号炉北側防波壁上部（東側・西側）のEL. +15.0mの位置に津波監視カメラを、2号炉取水槽のEL. -9.3mの位置に取水槽水位計を設置している。津波監視カメラは昼夜問わず監視できる設計、取水槽水位計は測定範囲（EL. -9.3m～+10.7m）として上昇側（寄せ波）及び下降側（引き波）の津波高さを計測し、いずれも中央制御室から監視できる設計としている。

規制委員会は、申請者が、津波監視について、敷地への津波の来襲を昼夜問わず原子炉制御室から監視できるカメラを設置すること、また、上昇側及び下降側の津波高さを原子炉制御室から計測できる取水槽水位計を設置することにより、敷地への津波の来襲を監視できる方針としていることから、津波ガイドを踏まえていることを確認した。

4. 施設又は設備の設計方針

津波ガイドでは、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の設計方針を確認している。

(1) 津波防護施設の設計

解釈別記3は、津波防護施設について、浸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、越流時の耐性等も考慮した上で、入力津波に対して津波防護機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波防護施設（防波壁、防波壁通路防波扉及び1号炉取水槽流路縮小工）について、浸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、越流時の耐性等及び止水性も考慮した上で、入力津波に対して津波防護機能が維持できるよう設計するとしている。

防波壁、防波壁通路防波扉及び1号炉取水槽流路縮小工に作用する荷重の組合せは、漂流物による荷重、余震による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波の荷重を適切に組み合わせるとしている。また、許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して津波防護機能が維持できるよう設定するとしている。

① 防波壁

申請者は、防波壁について、以下のとおり設計する方針としている。

- a. 防波壁として、多重鋼管杭式擁壁、逆T擁壁及び波返重力擁壁の3種類を設置する。多重鋼管杭式擁壁は、鋼管を多重化して鋼管内をコンクリート又はモルタルで充填した多重鋼管杭の基礎構造及び地表面から突出させた鋼管杭上部を鉄筋コンクリートで被覆したコンクリート壁の上部構造から構成され、津波の地盤中からの透水による回り込みに対して背後に地盤改良体を設置して遮水する構造とする。逆T擁壁は、改良地盤を介して岩盤に支持させる直接基礎構造及び鉄筋コンクリート製の逆T擁壁の上部構造から構成され、グラウンドアンカーで逆T擁壁を改良地盤及び岩盤に押し付ける構造とする。波返重力擁壁は、置換コンクリートを介して岩盤に支持させる直接基礎構造及び鉄筋コンクリート製の重力擁壁の上部構造から構成される構造とし、防波壁両端部は重力擁壁を堅硬な地山斜面に直接支持させる構造とする。
- b. 防波壁は、十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水目地等を設置し、止水処置を講じる設計とする。

- d. 防波壁が入力津波時の漂流物衝突荷重に対して津波防護機能を保持できない場合は、防波壁の一部として漂流物対策工を講じる設計とする。

② 防波壁通路防波扉

申請者は、防波壁通路防波扉について、以下のとおり設計及び運用する方針としている。

- a. 防波壁通路に防波壁通路防波扉を設置する。防波壁通路防波扉は鋼製の主桁、補助縦桁、鋼板等で構成される構造とし、鋼管杭と基礎スラブ又は改良地盤と基礎スラブの組合せを基礎構造とする。
- b. 防波壁通路防波扉は、十分な支持性能を有する岩盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 防波壁通路防波扉と主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した水密ゴムを設置し、止水処置を講じる設計とする。
- d. 防波壁通路防波扉は、原則閉運用とするが、開放後の確実な閉止操作、閉止されていない状態における閉止操作及び中央制御室における閉止状態の確認について手順を整備する。

③ 1号路取水槽流路縮小工

申請者は、1号路取水槽流路縮小工について、以下のとおり設計する方針としている。

- a. 1号炉取水槽から津波が敷地へ流入することを防止するため、取水槽の取水管端部に鋼製の流路縮小工を設置する。
- b. 1号路取水槽流路縮小工は、十分な支持性能を有する岩盤に支持された構造物に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 1号路取水槽流路縮小工の設置により、1号炉に悪影響を与えない設計とする。

なお、審査の過程において、①防波壁（鋼管杭式逆T擁壁）（後に「防波壁（逆T擁壁）」に名称変更）の支持杭性能、②防波壁（波返重力擁壁）の既設ケーソンの構造成立性が主な論点となった。それらについて以下に示す。

- ① 申請者は、防波壁（鋼管杭式逆T擁壁）の鋼管杭について、杭先端の根入れ長を不陸による不確かさを考慮した0.5m程度として、支持杭に要求

される性能を保持できるとしていた。これに対して規制委員会は、浅い根入れ長について、杭先端の岩盤が水平力に対してせん断抵抗できない可能性があるため、杭先端のせん断抵抗に期待しない設計方針を検討し、説明するよう求めた。これに対し申請者は、擁壁直下の改良地盤に「防波壁を支持する」の役割を追加し、さらに、グラウンドアンカーに「防波壁及び改良地盤の滑動・転倒を抑制する」の役割を追加した上で、鋼管杭から杭基礎としての役割を除外し、改良地盤を介して岩盤に支持させる直接基礎へ変更する方針を示した。なお、鋼管杭については、残存することによる悪影響を評価する方針を示すとともに、防波壁の名称については、防波壁（鋼管杭式逆T擁壁）から防波壁（逆T擁壁）に変更することを示した。

- ② 申請者は、防波壁（波返重力擁壁）の構造について、港湾施設である既設ケーソンの上部に重力擁壁を設置する設計としていた。これに対して規制委員会は、既設のケーソンについて、津波防護機能を要求されていない既設の構築物を活用しており、津波防護施設に要求される構造強度を満たしていない可能性があることから、津波防護施設の要求事項を踏まえた設計方針及び構造成立性を見通しを説明するよう求めた。これに対し申請者は、既設ケーソンについて、規制基準に適合させるために要求される性能として止水性能を抽出し、全ての構造部材をおおむね弾性状態にとどめて止水性能を確保する方針を示した上で、3次元静的FEM解析を用いて評価を実施したところ、構造成立性を見通しが得られないことから、ケーソン中詰材を改良固化する耐震補強対策を行い、構造を成立させる方針を示した。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設の設計について、防波壁、防波壁通路防波扉及び1号炉取水槽流路縮小工に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を考慮して許容限界を設定することにより入力津波に対して津波防護機能を維持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

また、防波壁通路防波扉については、津波の来襲時に確実に閉止できる手順を整備することを確認した。

（2）浸水防止設備の設計

解釈別記3は、浸水防止設備について、津波や浸水による荷重等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性等も考慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、浸水防止設備（屋外排水路逆止弁、防水壁、水密扉、床ドレン逆止弁、バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管、隔離弁、貫通部止水処置）について、津波や浸水による荷重等に対する耐性等を評価し、浸水防止機能が維持できるよう設計するとしている。

浸水防止設備に作用する荷重の組合せは、漂流物による荷重、余震による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波の荷重を適切に組み合わせるとしている。許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して浸水防止機能が維持できよう設定するとしている。また、浸水防止設備のうち水密扉は、確実に閉止できる手順を整備する方針としている。

規制委員会は、申請者が、浸水防止設備の設計について、設備に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を考慮して許容限界を設定すること並びに水密扉について津波の来襲時に確実に閉止できる手順を整備することにより入力津波に対して浸水防止機能を維持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（3）津波監視設備の設計

解釈別記3は、津波監視設備について、津波の影響（波力、漂流物の衝突等）を受けにくい位置への設置又は影響の防止、緩和等の対策を検討した上で、津波監視機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波監視カメラ及び取水槽水位計について入力津波に対して波力及び漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、津波監視機能を維持できるよう設計するとしている。また、余震による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波による荷重との組合せを考慮するとしている。

規制委員会は、申請者が、津波監視設備の設計について、津波の影響を受けにくい位置に設置すること及び設備に作用する荷重を適切に組み合わせることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（4）津波による荷重及び余震荷重並びに津波の繰り返し作用に対する設計

解釈別記3は、津波防護施設、浸水防止設備等の設計について、津波による荷重及び余震荷重並びに津波の繰り返し作用に対して十分な余裕を考慮して設計する方針であることを要求している。

申請者は、津波防護施設及び浸水防止設備の設計について、以下の方針とし

ている。また、津波による荷重の設定において、津波の数値解析に含まれる不確かさ等を考慮する方針としている。

- ① 各施設、設備に作用する荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）に対して、十分な余裕を考慮して設計する。
- ② 基準津波と余震とが重なる可能性を検討し、余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する。余震による荷重については、基準津波の最大水位が発生する時間帯に起きる余震を全ての周期において包絡する地震動を弾性設計用地震動の中から設定する。
- ③ 入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの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。

規制委員会は、申請者が、津波荷重の設定において不確かさを考慮すること、余震による荷重を適切に組み合わせること、津波の繰り返し作用を検討することなどにより、十分な余裕を考慮し津波防護施設及び浸水防止設備を設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（５）漂流物による波及的影響に対する設計

解釈別記3は、発電所敷地内及び近傍における漂流物が、津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を与えないよう、漂流物の発生を防止する措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響を防止する措置を要求している。

申請者は、「3.（5）②津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能維持確認」において検討した漂流物のうち、最も重量が大きい総トン数19t（排水トン数57t）の漁船による荷重と入力津波による荷重の組合せを考慮することで、津波防護施設及び浸水防止設備が入力津波による波力及び漂流物の衝突力に対し、必要に応じ津波防護施設への影響を防止する措置として漂流物対策工を施し、十分耐える構造として設計する方針としている。

なお、港湾内に停泊する燃料等輸送船、貨物船、港湾内外の作業船等については、津波警報等が発表された場合において、荷役作業等を中断し、陸側作業員を退避させるとともに、緊急離岸する船側との退避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備して、緊急離岸を的確に実施することにより漂流物としないとしている。また、緊急離岸が困難な到達の早い津波による津波警報等が発表された場合、燃料等輸送船、貨物船等は係留手順を整備することにより漂流物としないとし、作業船は港湾内及び港湾外の発電所近傍で作業していることから漂流物となるが、総トン数19t（排水トン数57t）の漁船に包含されるとしている。

なお、審査の過程において、申請者は、当初、漂流物衝突荷重の対象漂流物として、港湾内の作業船及び漂流物調査で抽出された周辺漁港の漁船のうち総トン数 19 トン（排水トン数 57t）の漁船を選定していたが、作業船は緊急退避の手順を整備すること、漁船は航行不能となる可能性が極めて小さいことからいずれも退避可能であると評価を見直し、漂流物衝突荷重の対象漂流物から除外する方針を示した。

これに対して規制委員会は、申請者が管理していない漁船について、航行不能を想定する必要がない確実な根拠を示すか、又はその確実な根拠が示せないのであれば、航行不能を想定するよう求めた。

これに対し申請者は、発電所沿岸及び沖合で操業する漁船について、航行不能を想定した上で、漁港ごとに、操業エリア、漁業種別及び漁船規模の追加調査を実施し、漂流物衝突荷重の対象漂流物を選定する方針を示した。

これに対して規制委員会は、操業エリアに基づく対象漂流物の選定について、エリアを外れて操業及び航行する可能性がないとする根拠を示すか、又は根拠が示せないのであれば、漁業権区分、漁業制限等の追加調査からエリアを外れて操業及び航行する可能性を検討し、操業及び航行の不確かさを踏まえて対象漂流物を選定するよう求めた。

これに対し申請者は、発電所前面海域の漁業権区分、漁業制限等を追加調査し、操業エリア及び航行の不確かさを考慮して、外海及び輪谷湾に面する津波防護施設に対して総トン数 19 トン（排水トン数 57t）の漁船を設計条件として選定する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、漂流物による波及的影響について、荷重の組合せを考慮して津波防護施設及び浸水防止設備が漂流物による波及的影響を受けないよう設計することとしており、この方針が解釈別記 3 の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。また、本発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船等については、津波来襲時に退避する手順及び係留する手順を整備して的確に実施することにより、漂流物としないことを確認した。

Ⅲ－４ 外部からの衝撃による損傷の防止（第 6 条関係）

第 6 条の規定は、設計上考慮すべき自然現象（地震及び津波を除く。以下本節において同じ。）及びその組合せ（地震及び津波を含む。）並びに人為事象（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設計することなどを要求している。

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。

- Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出
 - １．自然現象の抽出
 - ２．人為事象の抽出
- Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針
 - 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
 - Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針
 - Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針
 - Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針
- Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ
- Ⅲ－４．４ 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

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出

安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る外部事象として、自然現象及び人為事象を抽出する必要がある。

１．自然現象の抽出

自然現象に対する設計方針を検討するためには、自然災害や自然現象の知見・情報を収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、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、抽出する必要がある。

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき自然現象の知見・情報を収集し、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踏まえ、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、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り・土石流及び洪水を抽出している。

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。

規制委員会は、申請者による自然現象の抽出が、自然災害や自然現象に関する国内外の知見・情報を収集し、設置許可基準規則解釈に具体的に例示したもの及び個々の自然現象に関連して発生する可能性があるものを含めた自然現象を検討対象とした上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、客観的な選定基準に基づき安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出していることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

2. 人為事象の抽出

人為事象に対する設計方針を検討するためには、人為事象に関する知見・情報を収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、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する必要がある。

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき人為事象の知見・情報を収集し、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踏まえ、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、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発及び航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下）及びダムの崩壊を抽出している。

規制委員会は、申請者による人為事象の抽出が、人為事象に関する国内外の知見・情報を収集し、設置許可基準規則解釈に具体的に例示したものを含めた人為事象を検討対象とした上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、客観的な選定基準に基づき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ことから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

Ⅲ－4. 2 外部事象に対する設計方針

発電用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をいう。）によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の1. で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について、自然現象ごとに発電用原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき自然現象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に対する設計方針について、竜巻については「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」、火山の影響については「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り・土石流及び洪水（以下「その他自然現

象」という。)については「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」において記載している。

また、申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の２．で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について、人為事象ごとに発電用原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき人為事象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象に対する設計方針について、火災・爆発及び有毒ガスについては外部火災として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下）及びダムの崩壊（以下「その他人為事象」という。）については「Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針」において記載している。

Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針

第６条第１項及び第２項の規定は、想定される自然現象（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。

規制委員会は、竜巻に対する防護に関して、以下の項目について審査を行った。

- １．設計上対処すべき施設を抽出するための方針
- ２．発生を想定する竜巻の設定
- ３．設計荷重の設定
- ４．設計対処施設の設計方針
- ５．竜巻随伴事象に対する設計対処施設の設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

１．設計上対処すべき施設を抽出するための方針

竜巻に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、竜巻に対し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施設（以下本節において「竜巻防護対象施設」という。）及び竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設に区分して抽出した上で、設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

(1) 竜巻防護対象施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

その上で、竜巻防護対象施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1、クラス2及び安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建物を抽出する方針としている。これらの抽出した施設について、屋外施設、外気と繋がっている施設及び外殻となる施設による防護機能が期待できない施設に整理し、設計対処施設としている。

なお、建物に内包され防護される設備及び代替手段があることなどにより必要な安全機能が維持される設備については、竜巻による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による竜巻防護対象施設を抽出するための方針が安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、安全機能の重要度を踏まえて竜巻から防護すべき設備を抽出していることを確認した。

(2) 竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を、倒壊による機械的影響の観点、付属設備の破損等による機能的影響の観点及び竜巻随件事象（溢水等）による二次的影響の観点から抽出する方針としている。

規制委員会は、申請者が竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針について、安全機能への影響を網羅的な観点で検討するものであることを確認した。

なお、竜巻防護対象施設への竜巻による影響として飛来物によるものもあるが、この点については「3. (1) 設計竜巻荷重の設定」にて記載している。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計対処施設を抽出するための方針が、竜巻防護対象施設と竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設に区分した上で、それぞれについて安全機能への影響を網羅的に検討し、抽出するものであることを確認した。

2. 発生を想定する竜巻の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、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。）を設定することが必要である。竜巻ガイドは、この

設定について、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（以下「竜巻検討地域」という。）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処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等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。

（１）竜巻検討地域の設定

申請者は、本発電所が立地する地域と気象条件の類似性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定している。

（２）基準竜巻の最大風速の設定

申請者は、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_{B1} ）と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速（ V_{B2} ）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。

具体的には V_{B1} として竜巻検討地域で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール（以下「F スケール」という。）2（風速 50～69m/s）の最大値（69m/s）を選定している。 V_{B2} として、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、竜巻検討地域における竜巻データの不確実性を踏まえ、年超過確率 10^{-6} に相当する風速（78m/s）を選定している。その上で、 V_{B1} と V_{B2} を比較し、大きい方の V_{B2} を基準竜巻の最大風速として設定している。

（３）設計竜巻の最大風速等の設定

申請者は、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はないが、将来の竜巻発生に関する不確実性を踏まえ、基準竜巻の最大風速 78m/s に保守性を考慮し F スケール 3（風速 70～92m/s）の最大値（92m/s）を設計竜巻の最大風速とするとしている。また、設計竜巻の最大接線風速等の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会（NRC）の基準類を参考とするとしている。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計竜巻の設定が竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、保守性を考慮したものであることを確認した。

3. 設計荷重の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、設計竜巻による荷重（以下「設計竜巻荷重」という。）とその他の荷重を適切に組み合わせた荷重（以下「設計荷重」という。）を設定することが必要である。

(1) 設計竜巻荷重の設定

申請者は、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、設計対処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から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。その上で、衝突時に設計対処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、固定、固縛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。

規制委員会は、風圧力による荷重、設計対処施設内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重の設定について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。また、飛来物の衝撃荷重の設定において、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た上で設計飛来物を選定していること、飛来物の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物より大きくなる場合には固縛等の飛来物発生防止対策を講じる方針としていることを確認した。

(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

申請者は、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定に当たり、設計対処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。

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を踏まえた検討により、設計竜巻荷重に包絡されるとしている。

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。

規制委員会は、申請者が、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重を設定することについて、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。

なお、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ－4. 4 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」で記載している。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計竜巻荷重とその他の荷重を適切に組み合わせたものであることを確認した。

4. 設計対処施設の設計方針

設計対処施設については、設計荷重に対してその構造健全性が維持され、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれない設計とすることが必要である。

申請者は、以下のとおり、竜巻に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないように設計するとしている。

(1) 屋外の竜巻防護対象施設（竜巻防護対象施設を内包する施設も含む）

屋外の竜巻防護対象施設は、設計荷重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、必要に応じ竜巻防護ネット等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

(2) 外気と繋がっている建物内の竜巻防護対象施設

外気と繋がっている建物内の竜巻防護対象施設は、設計荷重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の設置等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

(3) 外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設

外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とする。設計飛来物の衝突により、開口部の開放又は開口部建具の貫通が発生することを考慮し、竜巻防護ネットの設置等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

(4) 竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設

竜巻防護対象施設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対象施設に影響を与えないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて設計対処施設に対して防護対策を講じることにより、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

5. 竜巻随件事象に対する設計対処施設の設計方針

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、竜巻防護対象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。

申請者は、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、溢水及び外部電源喪失を抽出している。

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、火災源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護対象施設の許容温度を超えないように必要に応じて防護対策を講じる方針としている。

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、建物内に竜巻防護対象施設が設置されている区画の開口部には飛来物が侵入することによる火災の発生を防止するための竜巻防護ネット等の竜巻防護対策を講じる方針としている。

溢水については、屋外タンク等からの溢水を想定し、溢水源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえた影響評価を行った上で、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないよう必要に応じて防護対策を講じる方針としている。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。

外部電源喪失については、竜巻防護対象施設として抽出される非常用ディーゼル発電機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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、危険物タンク等と竜巻防護対象施設の位置関係を本発電所の図面等により確認する等、竜巻随件事象の影響を適切に設定した上で、その竜巻随件事象に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

第6条第1項及び第2項の規定は、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、以下の項目について審査を行った。

1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出
2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価
3. 個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価

4. 火山事象に対する防護に関して設計対処施設を抽出するための方針
5. 降下火砕物による影響の選定
6. 設計荷重の設定
7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針
8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

ここでは、2. に示す原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価を行う上で、①完新世に活動を行った火山及び②完新世に活動を行っていないものの将来の活動可能性が否定できない火山の抽出を行う。

火山ガイドは、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出について、地理的領域にある第四紀火山の完新世における活動の有無を確認するとともに、完新世に活動を行っていない火山については過去の活動を示す階段ダイアグラムを作成し、将来の火山活動可能性が否定できない場合は、個別評価対象とすることを示している。

申請者は、本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査等の結果より、敷地から半径 160km の地理的領域内にある 24 の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として、三瓶山^{さんべさん}を抽出した。
- (2) 完新世に活動を行っていない 23 火山については、階段ダイアグラムを作成し、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことから 6 火山を原子力発電所に影響を及ぼし得る火山ではないと評価した。また、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より短いこと等から、将来の活動可能性が否定できない火山として大山等^{だいせん}の 17 火山を抽出した。
- (3) 以上のことから、本発電所に影響を及ぼし得る火山として、18 火山を抽出した。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出は、火山ガイドを踏まえたものであり、完新世における活動の有無及び階段ダイアグラムの作成等により火山活動履歴を評価して行われていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が完新世に活動を行っていない火山のうち 6 火山を原子力発電所に影響を及ぼし得る火山ではないとする評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことによる評価であることから、妥当であると判断した。

2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価

ここでは、1. で抽出した火山について、原子力発電所の運用期間における火山活動の可能性に関する個別評価を行う。この評価の結果、火山活動の可能性が十分小さいと判断できない場合は、当該火山活動に伴う火砕物密度流等の設計対応不可能な火山事象が運用期間中の原子力発電所に影響を及ぼす可能性の評価を行う。

火山ガイドは、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山について、原子力発電所の運用期間における火山活動の可能性を総合的に評価し、可能性が十分小さいと判断できない場合は、設計対応が不可能な火山事象が運用期間中に原子力発電所に影響を及ぼす可能性の評価を行うことを示している。

申請者は、1. で抽出した火山（18火山）の過去の活動履歴を考慮し、本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊については、個別評価が必要な位置関係にある敷地からの距離が50km未満のわくらのやま和久羅山、だいこんじま大根島及びシゲグリの3火山に関して既往最大規模の噴火を考慮しても、これらの火山事象に伴う噴出物の分布が敷地近傍には認められないことから、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。
- (2) 火砕物密度流については、評価対象となる各火山における過去最大規模の火砕物密度流の分布から到達可能性範囲を検討した結果、火砕物密度流の到達範囲が山体周辺に限られ、敷地から十分に離れていることから、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。
- (3) 新しい火口の開口及び地殻変動については、過去の火口と敷地との位置関係、敷地近傍では熱水活動及び深部低周波地震等が認められないことから、これらの火山事象が敷地において発生する可能性は十分小さいと評価した。
- (4) 以上のことから、本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価を行った結果、既往最大規模の噴火を考慮しても、設計対応不可能な火山事象が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価は、火山ガイドを踏まえたものであり、活動履歴の把握等に基づき適切に実施されていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が本発電所の運用期間に設計対応不可能な火山事象が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいとする評価は、火山ガイドを踏まえたものであり、火砕物密度流、溶岩流等については十分な離隔距離があり敷地には到達しない又は既往最大規模の噴火を考慮しても敷地周辺には到達し

ていないこと、新しい火口の開口及び地殻変動については過去の火口と敷地との位置関係や敷地近傍では熱水活動及び深部低周波地震等が認められないことから、妥当であると判断した。

3. 個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価

ここでは、2. の火山活動の個別評価の結果を受けて、火山活動に伴う降下火砕物等の火山事象の影響評価を行う。なお、降下火砕物は広範囲に影響を及ぼす火山事象であることから、原子力発電所への影響があると考えられる地理的領域外にある火山の火山活動も対象とする。

火山ガイドは、原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山について、それが噴火した場合に原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を原子力発電所との位置関係から抽出し、各火山事象に対する設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うことを示している。

申請者は、設計対応可能な火山事象の影響評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常の影響については、文献調査、地質調査等の結果、敷地までの距離及び地形条件から、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (2) 降下火砕物については、町田・新井（2011）の文献調査結果、地質調査結果及び敷地と各火山との位置関係から、敷地に影響を及ぼす可能性があるものとして、地理的領域内では三瓶山の降下火砕物及び大山の降下火砕物を、地理的領域外では巨大噴火に伴い噴出したテフラを除いて鬱陵島の降下火砕物を抽出した。なお、敷地内の地質調査では、第四紀火山を給源とする降下火砕物（給源不明を含む）は確認されていない。
- (3) 上記（2）で抽出した地理的領域内の三瓶山については、以下のとおり評価した。

敷地及び敷地周辺に降灰したテフラとして、文献調査の結果からは三瓶木次^{さんべきすき}テフラ（噴出量：約 20km³）が挙げられ、町田・新井（2011）では、敷地は 5cm の等層厚線と 100cm の等層厚線の上に位置する。また、文献において報告された敷地周辺での三瓶木次テフラの層厚及び敷地周辺で実施した地質調査の結果に基づいて等層厚線を作成したところ、敷地は 10cm の等層厚線の外側に位置する。一方、この三瓶木次テフラについては、Zhao et al. (2011) による地震波トモグラフィ解析結果から、三瓶山の地下 20km 以深に低速度層の存在が認められ、マグマ溜まりの存在が示唆されるが、この低速度層は爆発的噴火を

引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深さ約 7km より深い位置にあること（下鶴ほか編（2011）、東宮（1997））及び階段ダイヤグラムによる検討結果から、本発電所の運用期間中における三瓶木次テフラ規模の噴火が発生する可能性は十分小さいと評価した。

このため、運用期間中に考慮すべき噴火規模として、三瓶木次テフラの噴火を除いて降下火砕物の噴出量が最大となる^{さんべうきぬの}三瓶浮布テフラの噴火の可能性を想定して噴出量 4.15km³（第四紀火山カタログ編集委員会編（1999））規模の噴火を考慮し、移流拡散モデルを用いた降下火砕物シミュレーションを実施した。風向の不確かさとして、敷地方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮したシミュレーションの結果、敷地における降下火砕物の最大層厚は 33.5cm であった。

さらに、敷地は三瓶山の北東側に位置し、偏西風の影響により年間を通じて西風が卓越するため、風向（条件）によっては敷地への降灰が想定されること、及び Maruyama et al. (2020) によると三瓶浮布テフラの分布域が明確に 2 方向に区分され、その一方が中国地方の広範囲に分布するとされることから、上記のシミュレーションに加え、更なる保守的な検討を実施した。具体的には、三瓶山から敷地までの距離に相当する位置の降灰層厚を敷地における層厚として考慮することとし、町田・新井（2011）による同テフラの 50cm 等層厚線の主軸は三瓶山から発電所の方向とは異なるが、同主軸上の三瓶山から発電所までの距離に相当する 55km の位置における層厚を敷地における層厚として扱うこととした結果、敷地における層厚は 55.5cm となり、56cm と評価した。

(4) 上記（2）で抽出した地理的領域内の大山については、以下のとおり評価した。

敷地及び敷地周辺に降灰したテフラとして、文献調査の結果からは大山松江テフラ（噴出量：2.19km³）が挙げられ、町田・新井（2011）では、敷地は 20cm の等層厚線と 50cm の等層厚線の上に位置する。また、文献において報告された敷地周辺での大山松江テフラの層厚及び敷地周辺で実施した地質調査に基づいて等層厚線を作成したところ、敷地は 20cm の等層厚線と 35cm の等層厚線の上に位置する。一方、敷地及び敷地周辺には降灰が確認されないものの、大山松江テフラの噴火を上回る大きな噴火として大山倉吉テフラ（噴出量：20 km³以上）の噴火がある。大山倉吉テフラ規模の噴火については、Zhao et al. (2011, 2018) による地震波トモグラフィ解析結果から、大山の地下 20km 以深に低速度層の存在が認められ、マグマ溜まりの存在が示唆されるが、この低速度層は爆発的噴火を引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深さ約 7km より深い位置にあること（下鶴ほか編（2011）、東宮（1997））及び階段ダイヤグラムによる検討結果から、本発電所の運用期間中における大山倉吉テフラ規模の噴火が発

生ずる可能性は十分小さいと評価した。

このため、運用期間中に考慮すべき噴火規模として、大山倉吉テフラの噴火以外の噴火の中で、大山松江テフラを上回り最大となる大山生竹テフラ^{だいせんなまたけ}（噴出量：11.0km³）規模の噴火を考慮して、移流拡散モデルを用いた降下火砕物シミュレーションを実施した。噴出量 11.0km³は、Hayakawa(1985)を用いて求めた噴出量及び原子力規制委員会（2018）を踏まえ設定した。風向の不確かさとして、敷地方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮したシミュレーションの結果、敷地における降下火砕物の最大層厚は 44.5cm であった。

- (5) 上記（2）で抽出した地理的領域外の鬱陵島については、過去最大の噴火の噴出物である鬱陵^{うつりょうおき}隠岐テフラが敷地及び敷地周辺に降灰した可能性があり、噴出規模 12.22 km³（須藤ほか（2007））を考慮して、移流拡散モデルを用いた降下火砕物シミュレーションを実施した結果、敷地における降灰層厚は 0.1 cm 程度となり、町田・新井（2011）の層厚（2 cm 以下）を下回ることを確認した。
- (6) 上記（2）～（5）の検討から、敷地における降下火砕物の最大層厚を 56cm と設定した。降下火砕物の密度及び粒径は、文献調査を踏まえ、湿潤密度を 1.5g/cm³、乾燥密度を 0.7g/cm³ 及び粒径を 4.0 mm 以下と設定した。

当初、申請者は、設計上考慮する降下火砕物の層厚について、文献調査の結果から鬱陵島の鬱陵隠岐テフラの 2cm としていた。

規制委員会は、審査の過程において、降下火砕物の分布について、町田・新井（2011）の文献のみに依拠せず、地質調査を実施するとともに、三瓶山については最新の知見を収集した上で層厚の検討を実施するよう求めた。

これに対して、申請者は、三瓶浮布テフラを含む降下火砕物に関する最新知見の文献調査、敷地周辺における降下火砕物調査及び敷地方向への仮想風を考慮した降下火砕物シミュレーションによる検討に加え、更なる保守的な検討として、三瓶山から敷地までの距離に相当する位置の降灰層厚を敷地における層厚として考慮する評価を実施し、敷地における最大層厚を 56cm と評価した。

規制委員会は、申請者が実施した設計対応可能な火山事象の影響評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、文献調査、地質調査等により、本発電所への影響を適切に評価していることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が設定した降下火砕物の最大層厚等は、文献調査及び地質調査結果に基づく降下火砕物の分布状況並びに不確かさを考慮した降下火砕物シミュレーションによる検討に加え、更なる保守的な検討として、三瓶山から敷地までの距離に相当する位置の降灰層厚を敷地における層厚として考

慮する評価を行い、これらの評価を総合して設定されていることから、妥当であると判断した。

4. 火山事象に対する防護に関して設計対処施設を抽出するための方針

火山事象の影響評価により発電所に影響を及ぼす可能性のある事象として降下火砕物が抽出されたことから、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必要がある。このため、降下火砕物に対して防護すべき施設を抽出した上で、設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

申請者は、降下火砕物によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

このうち、降下火砕物に対して防護すべき施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス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。その上で、屋内設備の外殻となる建物、屋外に設置されている施設、降下火砕物を含む海水又は空気の流路となる施設及び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処施設としている。

なお、代替設備があることなどにより必要な安全機能が維持される施設については、降下火砕物による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対処施設を抽出するための方針が、安全機能の重要度を踏まえて、降下火砕物によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器について、火山ガイドに沿って降下火砕物の特徴を考慮した上で適切に抽出するものであることを確認した。

5. 降下火砕物による影響の選定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、設計対処施設の機能に及ぼす影響を選定することが必要である。火山ガイドは、この選定について、降下火砕物が直接及ぼす影響（以下「直接的影響」という。）とそれ以外の影響（以下「間接的影響」という。）をそれぞれ選定することを示している。

（1）直接的影響

申請者は、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検討対象として設定した上で、直接的影響の主な因子として、構築物に対する静的負荷及び化学的影響（腐食）、水循環系に対する機械

的影響（閉塞、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）及び化学的影響（腐食）、建物及び屋外施設に対する粒子の衝突、本発電所周辺の大気汚染並びに計装盤の絶縁低下を選定している。

（２）間接的影響

申請者は、間接的影響として、本発電所外で生じる影響である外部電源の喪失及び本発電所へのアクセスの制限を選定している。

規制委員会は、申請者による降下火砕物の直接的影響及び間接的影響の選定が、火山ガイドを踏まえたものであり、降下火砕物の特徴及び設計対処施設の特徴を考慮していることを確認した。

6. 設計荷重の設定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、その堆積荷重に加え、火山事象以外の自然事象や設計基準事故時の荷重との組合せを設定する必要がある。

申請者は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々の設計対処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設計としている。

火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としている。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。

規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、設計対処施設ごとに常時作用する荷重、運転時荷重等を考慮するものであることを確認した。

なお、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪による荷重の組合せの抽出については「Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ」、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ－４．４ 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」で記載している。

7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

設計対処施設については、降下火砕物の直接的影響によって安全機能が損なわれない設計方針とする必要がある。

（１）降下火砕物による荷重（静的荷重）に対する設計方針

申請者は、設計対処施設のうち降下火砕物が堆積する建物、屋外施設及び降下火砕物の影響による停止等によって、外部事象防護対象施設に波及的影響を

及ぼし得る施設（以下「波及的影響を及ぼし得る施設」という。）について、設計荷重が許容荷重に対して安全裕度を有することにより構造健全性を失わず、安全機能を損なうことのない設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計について、設計荷重が許容荷重に対して余裕を有することにより構造健全性を失わず、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。

（２）降下火砕物による荷重以外に対する設計方針

申請者は、降下火砕物による構造物への化学的影響（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）、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）等によって、以下のとおり安全機能が損なわれないように設計するとしている。

① 構造物への化学的影響（腐食）

設計対処施設である建物、屋外施設及び波及的影響を及ぼし得る施設は、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としている。

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）

設計対処施設である降下火砕物を含む海水の流路となる施設及び波及的影響を及ぼし得る施設は、降下火砕物の粒径に対して、その施設の狭あい部に十分な流路幅を設け閉塞しないように設計するとしている。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。

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するとしている。摩耗については、降下火砕物の硬度が砂と同等又は砂よりも硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さく、保守管理等により補修が可能としている。

③ 電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）

設計対処施設である降下火砕物を含む空気の流路となる施設は、外気と遮断された全閉構造等により機械的影響（閉塞、摩耗）を受けず、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するとしている。

④ その他の影響

設計対処施設への直接的影響としては、上記の①から③の他に、降下火砕物の粒子の衝突、水質汚染の影響が考えられるが、降下火砕物の粒子の衝突については、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されるとし、水質汚染の影響については、設計対処施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしている。

また、電気系及び計装制御系のうち、空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（安全保護系盤）、計測制御用電源設備（計装用無停電交流電源装置）及び非常用所内電源設備（所内低圧系統）は、絶縁低下しないように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対処施設に与える化学的影響、機械的影響その他の影響に対して、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。

(3) 外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針

申請者は、降下火砕物を含む空気の流路となる設計対処施設（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を含む。）については、機械的影響（閉塞、摩耗）に対して、降下火砕物が侵入し難い設計とするとともに、バグフィルタ等の設置、換気空調系の停止等により、閉塞及び摩耗に対して機能が損なわれないよう設計するとしている。また、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取替え又は清掃が可能とする設計としている。

当該施設については、化学的影響（腐食）に対して、金属材料の使用等により、降下火砕物に含まれる腐食性成分による腐食に対して機能が損なわれないよう設計するとしている。

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換気系の系統隔離運転モード等を実施できるようにした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保できる設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が降下火砕物や設計対処施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の侵入防止対策として、バグフィルタ等の設置や換気空調系の停止等により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、原子炉制御室にあつては系統隔離運転モード等により居住性を確保する方針としていることを確認した。

(4) 降下火砕物の除去等の対策

申請者は、設計対処施設に、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、機能を維持するために、降下火砕物の除去等の対応を適切に実施する方針としている。

規制委員会は、申請者が、降下火砕物の除去等に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、降下火砕物の直接的影響により安全機能が損なわれないとしており、この設計方針が火山ガイドを踏まえていることを確認した。

8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

火山ガイドは、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発電所へのアクセスの制限を想定し、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必要であることを示している。

申請者は、原子炉及び燃料プールの安全性を損なわないよう非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを備え、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の7日間の連続運転を可能とするものであり、火山ガイドを踏まえたものであることを確認した。

Ⅲ-4. 2. 3 外部火災に対する設計方針

第6条第1項から第3項までの規定は、敷地及び敷地周辺で想定される自然現象及び人為事象による火災等（以下「外部火災」という。）が発生した場合においても、その影響によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することを要求している。

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。

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

2. 考慮すべき外部火災
3. 外部火災に対する設計方針
 - (1) 森林火災
 - (2) 近隣の産業施設の火災・爆発
 - (3) 発電所敷地内における航空機落下による火災
 - (4) 二次的影響

各項目についての審査内容は以下のとおり。

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

外部火災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必要がある。このため、外部火災に対して防護すべき設備（以下「外部火災防護対象施設」という。）を抽出した上で、外部火災に対して設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

申請者は、外部火災により発生する火炎及び輻射熱の直接的影響並びにばい煙等の二次的影響によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。その上で、外部火災防護対象施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス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。

これらの抽出した施設について、施設を内包する建物、屋外に設置されている施設及び二次的影響を受ける施設に整理し、設計対処施設としている。

なお、代替手段があることなどにより必要な安全機能が維持できる施設については、外部火災による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対処施設を特定する方針について、外部火災によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器を、火炎及び輻射熱の影響並びにばい煙等の二次的影響の特徴を考慮した上で、安全機能の重要度を踏まえて抽出するものとしていることを確認した。

2. 考慮すべき外部火災

外部火災ガイドは、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ために、考慮すべき種々の火災とその二次的影響について示している。

申請者は、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

敷地内に存在する危険物タンク等の火災等を含む。)及び航空機落下火災による熱影響等並びに二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を考慮するとしている。

規制委員会は、申請者による外部火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

3. 外部火災に対する設計方針

(1) 森林火災

外部火災ガイドは、森林火災に対して安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、発電所周辺で発生し得る森林火災の設定方法及び森林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。

申請者は、以下のとおり森林火災を設定し、その影響を評価した上で、森林火災に対する設計方針を策定している。

① 発生を想定する森林火災による影響評価

外部火災ガイドは、森林火災による影響の評価について、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎輻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、火炎輻射強度を基に危険距離（火災の延焼防止に必要な距離をいう。以下本節において同じ。）を算出する方法を示している。

a. 発生を想定する森林火災の設定

申請者は、発生を想定する森林火災の条件として、本発電所周辺の可燃物の量(植生)、気象条件、発火点等を以下のように設定している。

ア. 可燃物の量（植生）の設定

申請者は、島根県から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種及び林齢を踏まえ、可燃物量が多くなるように植生を設定している。

イ. 気象条件の設定

申請者は、松江市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過去10年間の気象データとして、鹿島地域気象観測所及び松江地方気象台のものを採用し、その中から最小湿度、最

高気温及び最大風速をそれぞれ抽出し、それらの組合せを気象条件として設定している。また、風向については、上記の気象データの中から最大風速における風向と卓越風向を調査し、これらを基に風向を設定している。

ウ. 発火点の設定

申請者は、発火点について、人為的行為を考慮し、火を扱う可能性がある箇所で、火災の発生頻度が高いと想定される集落部又は道路沿いのうち、森林部との境界に設定するとともに、風向を考慮し、本発電所の風上の5地点を設定している。

また、いずれの発火点も本発電所からの直線距離が10kmまでの範囲内である。

エ. 土地の利用状況及び地形の設定

申請者は、土地利用データについて、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、地形データについては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ている。

オ. 発火時刻の設定

申請者は、森林火災の発火時刻について、日照時間による火線強度の変化を考慮し、火線強度が最大となる時刻を採用している。

規制委員会は、発生を想定する森林火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、植生、気象条件等の設定が本発電所周辺の特徴を考慮した上で、パラメータごとに厳しい値を採用していること、発火時刻の設定が火線強度又は反応強度を最大にするものであり保守的なものであることを確認した。

b. 森林火災による影響評価

申請者は、保守的に火炎をモデル化した上で、上記の設定を基に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、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。具体的には、延焼速度は2.15m/sと算出され、これを基に、発火点から防火帯までの火災の到達時間を約2.3時間としている。防火帯の外縁で

の最大火線強度は 4,154kW/m と算出され、これに必要な防火帯幅を 19.5m としている。また、最大の火炎輻射強度は 364kW/m² と算出されている。

規制委員会は、申請者による森林火災の影響評価が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、受熱側の輻射強度が保守的に評価されるようモデル化するとともに、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を評価し、防火帯幅を導出していることを確認した。

規制委員会は、申請者による森林火災の設定及び森林火災による影響評価が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要なパラメータが適切に設定及び算出されていることを確認した。

② 森林火災に対する設計方針

外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定等について、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の考え方を示している。

申請者は、発火点から防火帯までの到達時間が約 2.3 時間と算出されたことから、本発電所に常駐する自衛消防隊により、万が一の飛び火等による火炎の延焼を防止することが可能であるとしている。

防火帯は、必要な防火帯幅が 19.5m と算出されたことから、約 21m 以上確保した上で、防火帯内に可燃物を含む機器等を設置する場合は、必要最小限とする運用としている。また、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が 364kW/m² と算出されたことから、これを設計方針の策定に用いる火炎輻射強度とし、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するとしている。

これら森林火災に対する設計方針は、防火帯幅及び離隔距離の設定を前提として、以下のように策定するとしている。

設計対処施設のうち建物について、防火帯外縁における森林火災から最も近い建物の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。設計対処施設のうち屋外の施設については、森林火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要な防火帯幅及び外部火災防護対象施設と

の離隔距離を確保するものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計方針が、森林火災による影響に対して必要な防火帯を確保すること等により、安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

(2) 近隣の産業施設の火災・爆発

外部火災ガイドは、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防護設計を行うために、発電所敷地外の石油コンビナート等に火災・爆発が発生した場合における発電所への影響（飛来物による影響を含む。）を評価する方法を示している。

申請者は、以下のとおり近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価した上で、火災・爆発の発生が想定される地点から設計対処施設までの距離が危険距離及び危険限界距離（爆発の爆風圧が 0.01MPa 以下になる距離をいう。以下本節において同じ。）以上となるように、設計方針を策定している。

① 近隣の産業施設の火災・爆発の発生の想定

近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価するためには、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を抽出する必要がある。

また、外部火災ガイドは、具体的な火災・爆発の設定方法、危険距離及び危険限界距離の算出方法を示している。

a. 近隣の産業施設の火災・爆発の設定

申請者は、本発電所敷地外の半径 10km 以内に存在する産業施設として危険物貯蔵施設及び高圧ガス貯蔵施設を抽出するとともに、本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶の港湾内への漂流についても想定した上で、それらの火災やガス爆発を想定し、危険距離及び危険限界距離を算出している。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設（本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶を含む。以下「近隣の産業施設等」という。）の火災・爆発の発生の想定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、地図等を用いて近隣の産業施設等が抽出された上で、その施設における危険物等の火災やガス爆発の発生が想定され、近隣の産業施設等の火災・爆発による危険距離及び危険限界

距離が算出されていることを確認した。

b. 発電所敷地内の危険物による火災等の設定

申請者は、発電所敷地内に存在する危険物タンク等についても考慮し、危険物の保有量と設計対処施設との距離から、輻射強度が最大となる火災を想定している。タービン建物近傍に設置されている変圧器についても、危険物を内包していることから、これらによる火災も考慮するとしている。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物タンク等による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、火災源等として、発電所敷地内に存在する危険物タンク等を特定し、これらによる火災が設定されていることを確認した。

② 想定される近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方針

発生を想定する近隣の産業施設等の火災・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必要がある。外部火災ガイドは、近隣の産業施設等と発電用原子炉施設との距離を、評価上必要とされる危険距離及び危険限界距離以上に確保することを示している。

a. 近隣の産業施設等の火災・爆発等に対する設計方針

申請者は、近隣の産業施設等において想定される火災・爆発に対して算出された危険距離及び危険限界距離を上回る離隔が確保されるとしている。また、近隣の産業施設等の爆発に伴い発生が想定される飛来物については、過去の実績を踏まえた算出方法等によって求められた最大の飛距離を上回る離隔距離が確保されるとしている。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設等の火災・爆発等に対する設計方針について、近隣の産業施設等と発電用原子炉施設との間の距離が、算出された危険距離等を上回るものであること等を確認した。

b. 発電所敷地内の危険物タンク等の火災に対する設計方針

申請者は、発電所敷地内の危険物タンク等による火災を想定し、輻射強度を算出している。その上で、設計対処施設のうち建物について、算出された輻射強度に対し、建物の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損

なわれないよう設計するとしている。

また、設計対処施設のうち屋外の施設については、危険物タンク等による火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計するとしている。

敷地内の変圧器（主変圧器）については、変圧器本体の火災を想定した場合の輻射強度に対して建物の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物タンク等による火災に対する設計方針が、算出された輻射強度を用いて外壁温度を評価し、建物の外壁温度を許容値以下とするものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、算出された危険距離及び危険限界距離等に対して、必要な離隔を確保すること並びに算出された輻射強度による外壁温度が許容値以下となること等により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

（３）発電所敷地内における航空機落下による火災

外部火災ガイドは、航空機落下による火災に対して安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、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。

申請者は、以下のとおり本発電所敷地内における航空機落下による火災を設定した上で、設計方針を策定している。その際、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している。

① 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下による火災の設定等

外部火災ガイドは、航空機落下による影響の評価について、落下を想定する航空機の条件及び落下地点の設定方法、輻射強度の算定方法を示している。

申請者は、航空機落下事故の最新の事例及び機種による飛行形態の違いを基に、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。また、航空機の種類ごとの落下確率に関するデータを基に、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

設定し、その中で設計対処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。なお、落下事例がない航空機については、保守的に落下事故の発生件数を0.5件としている。

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設計対処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。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上となる範囲が設定されていること、搭載された全燃料が燃焼した場合を想定していること、その上で輻射強度が最大となる航空機の種類と落下地点を想定することにより、航空機落下による火災が保守的に設定されていることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定について、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

② 航空機落下による火災に対する設計方針

発生を想定する発電所敷地内における航空機落下による火災の設定等に基づき、外部火災防護対象施設に対する設計方針を策定する必要がある。

申請者は、航空機落下による火災を想定した場合について輻射強度を算出している。その上で、設計対処施設のうち建物について、算出された輻射強度に対し、建物の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

また、設計対処施設のうち屋外の施設については、航空機落下による火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計するとしている。

さらに、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について、同様に建物の外壁温度を評価し、離隔距離を確保することにより、外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機火災の設定において発電所敷地内の危険物タンク等による火災との重畳を考慮し、より厳しい火災に

対する輻射強度が算出されていること、算出された輻射強度を用いて外壁温度を評価し、建物の外壁温度を許容値以下とするものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、当該火災が保守的に評価された上で策定されていることを確認した。

(4) 二次的影響

外部火災による二次的影響に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発生を想定する二次的影響を適切に考慮した上で、その二次的影響に対する設計方針について策定する必要がある。外部火災ガイドは、考慮すべき二次的影響として、ばい煙、有毒ガス、爆風等による影響等を示している。

申請者は、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。

なお、爆風等による影響については、「(2) 近隣の産業施設の火災・爆発」において記載している。

これら二次的影響に対する設計として、外気を取り入れる設計対処施設については、ばい煙に対して、フィルタにより一定以上の粒径のばい煙粒子を捕獲すること等により、機能が損なわれないよう設計するとしている。

さらに、中央制御室の居住性を確保する必要がある場所は、ばい煙及び有毒ガスに対して、外気を遮断するため換気空調系の系統隔離運転モード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影響評価を実施し、居住性を確保する設計方針としている。

規制委員会は、申請者による外部火災の二次的影響に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針

発電用原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他自然現象によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で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のうち、その他自然現象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、その他自然現象に対して防護すべき施設を「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」等と同様に安全重要度分類のクラス１及びク

ラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器とし、以下のとおり設計としている。

なお、建物による防護が期待できる場合は、建物を設計上対処する施設としている。

1. 風（台風）に対しては、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。
2. 降水に対しては、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排水口及び構内排水路を設置して海域に排水するとともに浸水防止のための建物止水処置を行う設計とする。
3. 落雷に対しては、JEAG4608等の民間規格に基づき、雷撃電流値を設定し、これに対し避雷針、接地網等を設置するなど雷害防止対策を行う設計とする。
4. 生物学的事象に対しては、クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却系の海水系等に除じん装置及び海水ストレーナを設ける設計とする。小動物の侵入に対して屋外設備の端子箱貫通部の閉止処置等を行う設計とする。
5. 凍結に対しては、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、屋外設備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。
6. 積雪に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された月最深積雪の最大となる積雪量から積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。
7. 地滑り・土石流に対しては、斜面からの離隔を確保し、地滑りのおそれがない位置に設置する設計とする。
8. 洪水に対しては、本発電所の敷地付近には佐陀川及び宍道湖があるが、敷地の北側は日本海に面し、他の三方は標高150m程度の山に囲まれているため、洪水による被害を受けないことから、設計上考慮する必要はない。

規制委員会は、申請者の設計方針が、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

1. 風（台風）については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の風速を考慮して風荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、風（台風）に対する防護対策は、「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」に包絡される。
2. 降水については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮し、これに対して構内排水設備等を設計していること。なお、降水に対する防護対策は、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」に包絡される。

3. 落雷については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の雷撃電流値を考慮し、これに対して避雷針、接地網等を設計するとしていること。
4. 生物学的事象については、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置をとる方針としていること。
5. 凍結については、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最低気温を考慮し、これに対して凍結防止対策を行う方針としていること。
6. 積雪については、信頼性のある過去の記録等を調査し、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し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、積雪に対する防護対策は、地震及び火山の影響による設計荷重の評価に包絡される（地震については「Ⅲ－1 地震による損傷の防止（第4条関係）」、火山の影響については「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」）。
7. 地滑り・土石流については、斜面からの離隔を確保し、地滑りのおそれがない位置に設置する方針としていること。
8. 洪水については、佐陀川及び宍道湖と本発電所周辺の地形状況から判断して、洪水による被害を受けないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

Ⅲ－4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針

発電用原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他人為事象によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の2. で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のうち、その他人為事象については、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。

1. 船舶の衝突については、一般航路は本発電所から離隔距離が確保されている。また、小型船舶が本発電所近傍で漂流した場合でも、深層から取水することにより取水機能が損なわれるような閉塞は生じない設計とする。船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合は、オイルフェンスを設置する措置を講じる。
2. 電磁的障害については、安全保護系に対し、電磁的障害による影響を受けない設計とする。
3. 飛来物（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、約 8.4×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である。

る 10^{-7} 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考慮する必要はない。

4. 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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

1. 船舶の衝突に対しては、本発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえた対策を講じていること。
2. 電磁的障害に対しては、計測制御回路を構成する機器に電磁波侵入防止対策を講じていること。
3. 飛来物（航空機落下）に対しては、最新の航路、飛行実績等の情報を踏まえて航空機落下確率を評価し、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えていないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
4. ダムの崩壊に対しては、本発電所周辺に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は合理性があること。

Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ

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する必要がある。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る必要がある。

その上で、その組合せによる影響（地震と津波に係る影響は「Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）」及び「Ⅲ－３ 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設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で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に地震及び津波を加えたものから、「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を除いた事象について、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。

この組合せが発電用原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象の設計に包絡されている、②自然現象を組み合わせた場合でも、個々の自然現象が発電用原子炉施設に与える影響より増長しない、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。

その結果、上記の①から③まで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としている。また、①から③まで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、「地滑り・土石流及び風（台風）」及び「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よう設計するとしている。

規制委員会は、申請者による自然現象の組合せが、安全施設に与える影響を考慮して検討されていること、また、自然現象の組合せが安全施設に与える影響については、安全機能が損なわれないようにするとしていることを確認した。

なお、設計上考慮すべき自然現象の組合せのうち、「火山の影響、風（台風）及び積雪」に対する設計方針については、「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」において記載している。

Ⅲ－4. 4 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

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（組合せを含む。）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り、それぞれの因果関係や時間的変化を踏まえて、適切に組み合わせる必要がある。

申請者は、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。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よう設計する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。また、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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、当該自然現象によって設計基準事故が発生しないものであること、また、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力と設計基準事故時の荷重を適切に組み合わせるものであることを確認した。

Ⅲ－５ 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

第7条の規定は、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性を有する物件等が不正に持ち込まれること及び不正アクセス行為のそれぞれを防止するための設備を設けることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁により防護し、巡視、監視等を行うことにより人の侵入防止及び出入管理が行える設計とする。
2. 発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持込み（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込みを含む。）が行われることを防止するため、持込み点検が可能な設計とする。
3. 発電用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。
4. これらは、核物質防護対策の一環として実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、核物質防護対策として上記の対策1. から3. を講じるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第8条関係）

第8条の規定は、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、早期に火災を感知及び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が損なわれないように消火設備を設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 火災区域又は火災区画の設定
2. 火災防護計画を策定するための方針
3. 火災の発生防止に係る設計方針
4. 火災の感知及び消火に係る設計方針
5. 火災の影響軽減に係る設計方針
6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、火災防護基準にのっとり、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 火災区域又は火災区画の設定

第8条第1項の規定は、設計基準対象施設に対し、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措置を講ずることを要求している。

また、火災防護基準は、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に、火災区域又は火災区画を設定することを要求している。

申請者は、設計基準対象施設について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措置を講ずるとしている。

その上で、火災によってその安全機能が損なわれないことを確認する施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

火災から防護する対象（以下本節において「防護対象設備」という。）については、上記構築物、系統及び機器の中から、原子炉を安全に停止する（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。以下本節において同じ。）ために必要な安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器として、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス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。

これらの抽出した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構築物、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築物、系統及び機器（以下本節において「安全機能を有する機器等」という。）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、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。

なお、設計基準対象施設については、消防法、建築基準法等に基づく火災防護対策を行うとしている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針が、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、安全機能の重要度を踏まえたものであることを確認した。また、安全機能を有する機器等を設置する場所を、火災区域又は火災区画として設定する方針としていることを確認した。

2. 火災防護計画を策定するための方針

火災防護基準は、火災防護対策を実施するために必要な手順、機器、体制等を定める火災防護計画を策定することを要求している。

申請者は、火災防護対策を適切に実施するため、以下の方針で火災防護計画を定めるとしている。

- (1) 発電用原子炉施設全体を対象とする。
- (2) 安全機能を有する機器等を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれの目的を達成するための火災防護対策について定める。
- (3) 火災防護計画を実施するために必要な手順（可燃物の持込管理、火気作業管理等に係るものを含む。）、機器、組織体制を定める。

規制委員会は、申請者による火災防護計画を策定する方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

3. 火災の発生防止に係る設計方針

火災防護基準は、発電用原子炉施設に対して火災の発生を防止するための対策を講じること、安全機能を有する機器等に対して不燃性材料又は難燃性材料、難燃ケーブルを使用すること、並びに発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に対して自然現象によって火災が発生しないように対策を講じることがを要求している。

(1) 発電用原子炉施設における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 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、以下を考慮した設計とする。
 - a. 発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止
 - b. 発火性又は引火性物質を内包する設備との離隔距離等の確保
 - c. 火災区域の換気
 - d. 防爆型の電気・計装品の使用及び電気設備の接地
 - e. 発火性又は引火性物質の貯蔵量の制限
- ② 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設計とする。
- ③ 火災区域には、可燃性の微粉が発生する設備を設置しない設計とする。
- ④ 発電用原子炉施設には、火花が発生する設備等を金属製の筐体に収納す

る等の対策を行い発火源となる設備を設置しない設計とする。

- ⑤ 水素が発生又は漏えいするおそれがある火災区域においては、換気設備を設置する。また、水素の漏えいを検知し中央制御室に警報を発するよう対策を講じる設計とする。
- ⑥ 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のある場所には、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）」等に基づき、水素の蓄積を防止する設計とする。
- ⑦ 発電用原子炉施設は、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対策を講じる設計とする。

規制委員会は、申請者による発電用原子炉施設における火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

（２）安全機能を有する機器等における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 機器等及びそれら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。
- ② 建物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。
- ③ 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。
- ④ 換気設備のフィルタは、チャコール・フィルタを除き難燃性材料を使用する。
- ⑤ 保温材は、不燃性材料を使用する。
- ⑥ 建物内装材は、不燃性材料を使用する。

規制委員会は、申請者による安全機能を有する機器等における火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(3) 自然現象による発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生防止

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」において抽出された自然現象のうち、火災区域内において火災を発生させるおそれのあるものとして、地震と落雷を想定している。その上で、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、発電用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物等への避雷設備の設置及び接地網の敷設を行うとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、自然現象により発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生を防止するものであり、火災防護基準の規定にのっとっていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

4. 火災の感知及び消火に係る設計方針

火災防護基準は、火災感知設備及び消火設備について、早期の火災感知及び消火を行える設計とすることを要求している。また、これらの火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象に対して機能及び性能を維持すること、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、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消火設備を設計することを要求している。

(1) 火災感知設備

申請者は、火災感知設備について、以下の設計方針としている。

- ① 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。
- ② 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て設置するとともに、火災の発生場所を特定することができるものとする。
- ③ 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方式（以下「アナログ式」という。）の火災感知器を使用する。
- ④ 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とともに、必要に応じて非常用電源に接続する設計とする。

- ⑤ 火災感知設備の作動状況が中央制御室で監視できるものとする。
- ⑥ 赤外線感知機能を備えた監視カメラシステムを用いる場合は、死角となる場所がないように当該システムを設置する。
- ⑦ 発火源がなく、さらに可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させない火災区域又は火災区画は、火災感知器を設置しない。
- ⑧ 原子炉格納容器内では、通常運転時に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはなく、火災感知器を設置する必要はない。原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間は、アナログ式である熱感知器及び煙感知器により火災を感知する。通常運転時は比較的溫度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、当該感知器については、窒素封入後中央制御室から遠隔操作により電源を切り、運転停止後に交換する運用とする。

規制委員会は、申請者による火災感知設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

ただし、一部の火災区域又は火災区画については、アナログ式の火災感知器では有効に機能しないことから、環境を考慮し、以下の①から③までの火災感知器を組み合わせることで設置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。

- ① 海水ポンプエリアは屋外であることから、降水等の浸入による火災感知器の故障に伴う誤作動を防止するため、屋外仕様のアナログ式の熱感知カメラ（赤外線方式）及びアナログ式でない炎感知器（赤外線方式）を設置する。A－非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域は、屋外にあることで火災による煙が周囲に拡散し、煙感知器による火災感知が困難であること並びに発火性又は引火性の雰囲気を形成するおそれがあることから、屋外仕様の防爆型のアナログ式でない熱感知器及び炎感知器（赤外線方式）を設置する。B－非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及びB－非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチは、格納槽内にあること並びに発火性又は引火性の雰囲気を形成するおそれがあることから、防爆型のアナログ式でない煙感知器及び熱感知器を設置する。
- ② 水素等により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、防爆型のアナログ式でない熱感知器及びアナログ式でない煙感知器を設置する。

- ③ 放射線量が比較的高い火災区域又は火災区画（原子炉格納容器を除く。）では、放射線による故障に伴う誤作動が生じる可能性があるためアナログ式でない熱感知器を設置するとともに、当該区画とは別の区画で感知可能なアナログ式の煙感知器（煙吸引式）を設置する。

（２）消火設備

申請者は、消火設備について、以下の設計方針としている。

① 煙の充満又は放射線の影響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の設計方針

原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画のうち、火災時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるおそれのある火災区域には、自動消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。ただし、放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画であって、火災が発生しても煙が大気に放出され充満するおそれがない火災区域若しくは火災区画、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域若しくは火災区画又は運転員が常駐し高感度煙検出設備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若しくは火災区画においては、消火器等で消火する。

また、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のうち、火災時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるおそれがある火災区域には、自動起動の消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。ただし、放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域であって、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。

② 消火用水供給系の多重性又は多様性の確保

消火用の水源は、補助消火水槽 2 基、44m 盤消火タンク 2 基、45m 盤消火タンク 2 基、サイトバンカ建物消火タンク 2 基、50m 盤消火タンク 2 基とし、水道水系とは共用しない。消火ポンプは、各消火系につき、電動機駆動消火ポンプを 2 台ずつ設置する。

③ 消火設備の系統分離に応じた独立性の確保

系統分離を行うために設けられた複数の火災区域又は火災区画に設置するガス消火設備等は、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、同時に消火機能を失うことがないようにする。

④ 火災に対する二次的影響の考慮

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機器等に及ばない設計とする。

⑤ 消火設備の電源確保

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、非常用電源から受電する若しくは蓄電池を有する設計又は電源が不要な設計とする。

⑥ その他

上記①から⑤に加えて、以下の対策を講じる。

- a. 消火剤及び消火用水の確保
- b. 移動式消火設備の配備
- c. 中央制御室に消火設備の故障警報を発するための吹鳴機能の確保
- d. 火災区域及び火災区画の消火活動を可能とするための消火栓の配置
- e. 固定式ガス消火設備の作動前における退出警報を発するための吹鳴機能の確保
- f. 管理区域内での消火活動による放射性物質を含むおそれがある水の管理区域外への流出防止
- g. 消火活動を行うために必要となる照明の設置

規制委員会は、申請者による消火設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

ただし、燃料プール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。

(3) 地震等の自然現象に対する火災感知設備及び消火設備の機能等の維持

申請者は、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するとしている。

- ① 凍結を防止するために、屋外消火栓は不凍式消火栓を採用する。また、屋外の火災感知設備は-8.7℃の環境下でも使用可能なものとする。
- ② 屋外消火栓を除き、消火設備は屋内設置することとし、外部からの浸水防止対策を講じる。屋外消火栓は風水害の影響を受けないよう機械式を用いる。
- ③ 屋外の火災感知設備は、屋外仕様とした上で、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。
- ④ 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重要度分類のクラスに応じた機能維持ができる設計とし、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安全機能を有する機器等の機能及び性能の維持ができるものとする。
- ⑤ 消火配管は、地上又はトレンチ内に設置し、消火配管接続口は、建物の外部に設置する。消火配管の建物接続部付近は、地盤変位による影響を直接受けないように、当該変位を吸収できる設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(4) 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による安全機能への影響

申請者は、消火設備から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設計するとしている。

また、水以外を用いる消火設備として、ハロゲン化物消火剤を用いることとしているが、ハロゲン化物消火剤は電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、消火設備の破損、誤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としている。なお、消火設備からの放水による溢水に対する防護設計については、「Ⅲ-7 溢水による損傷の防止等(第9条関係)」において記載する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者による火災感知設備及び消火設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

5. 火災の影響軽減に係る設計方針

火災防護基準は、原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器について、発電用原子炉施設内のいかなる火災による影響を考慮しても、互いに異なる系統を分離することにより、多重化された系統が同時に機能を喪失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、火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合にも、原子炉を安全に停止できるように設計することを要求している。

(1) 原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域の分離

申請者は、原子炉を安全に停止するための構築物、系統及び機器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、床、天井又は耐火壁（耐火障壁、貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）で分離するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離する設計方針としており、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(2) 原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器の系統分離

申請者は、発電用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構築物、系統及び機器（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又は制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」といい、これらを総称して「火災防護対象機器等」という。）を防護し、同機器等の相互の系統分離を行うとしている。また、火災防護対象ケーブルの系統分離においては、火災防護対象ケーブルと同じトレイに敷設されるなどにより火災防護対象ケーブルの系統と関連することとなる火災防護対象ケーブル以外のケーブルも当該系統に含め、他系統との分離を行うとしている。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するとしている。

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隔壁等により分離する。

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、これらの系統を含む火災区画に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。さらに、互いの系統間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かない。

③ 1 時間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、1 時間の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、これらの系統を含む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。

規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計方針（中央制御室及び補助盤室のうち制御盤内並びに原子炉格納容器内を除く。）が、火災防護基準の規定にのっとっているものであり、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離することを確認した。

ただし、原子炉制御室及び補助盤室のうち制御盤内並びに原子炉格納容器内の区画における影響軽減に係る設計方針については、（3）及び（4）で記載している。

（3）原子炉制御室及び補助盤室の制御盤内における火災の影響軽減対策

申請者は、中央制御室及び補助盤室の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（2）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るとしている。

- ① 中央制御室及び補助盤室の制御盤内において火災が発生した場合であっても、異区分間の系統分離の観点から、近接する他の区分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。
- ② 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、周囲に火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、フッ素樹脂電線及び難燃性ポリフレックス電線を使用する。
- ③ 中央制御室及び補助盤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高感度煙検出設備を中央制御室及び補助盤室の制御盤内に設置する。
- ④ 中央制御室制御盤については、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。また、補助盤室制御盤につ

いては、中央制御室からの早期の起動が可能な全域ガス消火設備による早期の消火を行う。

- ⑤ 火災の発生箇所の特定ができるようサーモグラフィカメラ等を配備する。
- ⑥ 中央制御室及び補助盤室内の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、現場での操作により原子炉を停止することができるものとする。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室及び補助盤室の制御盤内における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、複数の運転員が常駐していることを踏まえ、申請者が上記①から⑥までの対策を講じ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。

(4) 原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策

申請者は、原子炉格納容器内については、機器やケーブルが密集して設置されていることから上記(2)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。なお、通常運転時は、原子炉格納容器内に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはないとしている。

- ① 火災防護対象機器等は、6m以上の水平距離を確保することが困難である箇所については、可能な限り離隔を確保した上で、火災の延焼や火災からの影響を抑制するため金属製の蓋付ケーブル・トレイ等で覆う。
- ② 電気盤又は油を内包した機器は、金属製の筐体又は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。
- ③ 火災源となり得る油を内包した機器は、堰等により油が漏れた場合でも拡大しないように設計する。
- ④ 原子炉格納容器内は、可燃物の持込み管理を行う。
- ⑤ 原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間の監視のために、アナログ式である熱感知器及び煙感知器を設置する。なお、通常運転時は比較的溫度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、運転停止後に交換する運用とする。
- ⑥ 原子炉起動時に原子炉格納容器内で火災が発生した場合は、消防要員又は運転員(以下「消防要員等」という。)の進入が困難なため、速やかに原子炉を停止すること。その上で、原子炉格納容器内への窒素注入を継続し、窒息消火を行う運用とする。

規制委員会は、申請者による原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、通常運転時には窒素が充填されることにより火災が発生するおそれはないことを踏まえ、申請者が上記①から⑥までの対策を講じ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。

(5) その他の影響軽減に対する設計上の考慮

申請者は、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、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、中央制御室の火災発生時の煙を排気するために建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備すること、油タンク付近の火災により油タンク内で発生するガスを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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとりものであることを確認した。

(6) 火災影響評価

申請者は、火災による影響を考慮しても安全機能が失われない設計とするとし、評価に当たっては、「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も異常状態を収束できることを確認するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災により運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生したとしても設計基準事故等を収束できるよう設計するとしていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとりであることを確認した。

6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

火災防護基準は、上記1. から5. までの項目に加え、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じた設計とすることを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 中央制御室及び補助盤室の下にあるケーブル処理室は、全域ガス自動消火設備により消火する設計とするが、消防要員等による消火活動のため2箇所 の入口を設置する設計とする。また、ケーブル・トレイ間は分離した設計とする。
- (2) 電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。
- (3) 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は設置しない設計とする。蓄電池室の換気空調設備は、水素ガスの排気に必要な換気量以上となるように設計するとともに、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。
- (4) ポンプ室には、煙を排気するための可搬型の排煙装置を設置できる設計とする。
- (5) 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。また、中央制御室の床面には、防災性を有するカーペットを使用する設計とする。
- (6) 使用済燃料貯蔵設備及び新燃料貯蔵設備は、消火水が入ったとしても臨界にならないように、燃料の配置及びラックの材料を考慮することにより、水中において未臨界となるよう設計する。
- (7) 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、排気筒に繋がる換気空調設備のダンパを閉止し隔離できるように設計する。放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、濃縮廃液、チャコール・フィルタ及びHEPA フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製の容器や不燃シートに包んで保管する設計とする。崩壊熱による火災の発生を考慮する必要がある放射性物質を貯蔵しない設計とする。

規制委員会は、申請者による特定の火災区域又は火災区画における火災防護対策の設計方針が火災防護基準の規定にのっとり、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した対策を講じるものであることを確認した。

Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

第9条第1項の規定は、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。また、同条第2項の規定は、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、配管その他の設備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、以下の項目について審査を行った。

1. 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針
2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
4. 防護対象設備を防護するための設計方針
5. 取水槽海水ポンプエリアの防護対象設備を防護するための設計方針
6. 溢水防護区画を内包する建屋外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針
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
8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針

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必要がある。このため、溢水に対して防護すべき設備（以下本節において「防護対象設備」という。）を抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。その上で、防護対象設備として上記構築物、系統及び機器の中から、原子炉の高温停止、低温停止の達成及び維持、放射性物質の閉じ込め機能の維持並びに燃料プールの冷却機能及び給水機能の維持のために必要なクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス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。

なお、溢水によって機能が損なわれない静的機器、動作機能を損なってもそのまま機能を維持できる弁等の機器及び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機能を維持できる機器並びに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については、溢水による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針について、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、それらの中から、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貯蔵槽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抽出するものであることを確認した。

2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

防護対象設備を防護するため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（以下「破損による溢水」という。）、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「消火水等の放水による溢水」という。）及び地震による機器の破損等により生じる溢水（以下「地震による溢水」という。）を含む発電用原子炉施設内における溢水を想定し、溢水源及び溢水量を設定する方針が示されることが必要である。

申請者は、発電用原子炉施設内で発生する溢水として、（１）破損による溢水、（２）消火水等の放水による溢水、（３）地震による溢水及び（４）その他の要因による溢水を想定している。

（１）破損による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、単一の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。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。ここで、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。）を乗じて設定するとしている。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、高エネルギー配管については応力評価の結果に応じて完全全周破断又は貫通クラックを、低エネルギー配管については貫通クラックを設定する方針としている。

なお、想定する機器の破損箇所は防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とするとしている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については全ての高エネルギー配管及び低エネルギー配管を対象として破損を想定する配管を抽出した上で単一の破損を設定する方針としていることを確認した。また、溢水量については操作時間を踏まえた隔離時間や漏水量が最大となる破損位置等を検討の上、保守性を有するよう設定する方針としていることを確認した。

(2) 消火水等の放水による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、消火設備（「Ⅲ－6 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ものを含む。以下本節において同じ。）からの放水を溢水源として設定している。溢水量の算出に当たっては、単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としている。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いる。

なお、消火設備のうちスプリンクラについては、防護対象設備が設置される区画にスプリンクラは設置しないことから、溢水源として想定しないとしている。また、消火設備以外の溢水源として原子炉格納容器スプレイを想定した上で、単一故障による誤作動が発生しないよう設計上考慮されていることから、誤作動による溢水は想定しないとしている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については火災発生時の消火設備からの放水とする設計方針としていること、溢水量については保守性を有するよう設定する設計方針としていることを確認した。

(3) 地震による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、基準地震動による地震力により本発電所内で発生する溢水を想定している。

具体的な溢水源として、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保される機器以外の機器であって流体を内包する配管及び容器並びにスロッシングにより溢水する可能性がある燃料プール等の設備を想定している。

地震時には機器の破損が複数箇所と同時に発生する可能性があることから、漏えい検知等による自動隔離機能に期待する場合を除き隔離による漏えい停止には期待しないとしている。

溢水量の算出に当たっては、配管の破損により生じる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。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想定している。

なお、想定する機器の破損箇所は、防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とするとしている。

燃料プール等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当該プール等の外への漏えい量としている。

規制委員会は、申請者が、溢水源については、基準地震動による地震力に対する評価を行った上で、耐震性が確保される機器以外の機器であって流体を内包する配管、容器その他の設備の全てを対象とする方針としていること、また、溢水量の設定においては、自動隔離機能に期待する場合に限り隔離時間を考慮する方針としていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者がスロッシングによる溢水量について、評価条件を保守的に設定するとともに実績のある解析プログラムを使用する方針としていることを確認した。

(4) その他の要因による溢水

申請者は、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損、降水、地下水、機器の誤作動その他の要因による溢水を想定している。

規制委員会は、申請者が上記の(1)から(3)以外の要因による溢水についても設定する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水評価において本発電所の状況を踏まえた検討を行った上で、溢水源を網羅的に想定し、保守的な溢水量の設定を行う方針としていることを確認した。

3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

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が示されることが必要である。

(1) 溢水防護区画の設定

申請者は、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防護対象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。

規制委員会は、申請者が防護対象設備が設置されている場所並びに中央制御室及び現場操作が必要な防護対象設備へのアクセス通路を対象に、壁、扉、堰、床段差等によって溢水防護区画を設定する方針であることを確認した。

(2) 溢水経路の設定

申請者は、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（水密扉を除く。）等からの流入又は流出について溢水経路を設定する方針としている。ただし、消火活動時など、溢水時に水密扉の開放が想定される場合は、当該扉を溢水経路として設定するとしている。

溢水影響を軽減することを期待する壁、堰、床段差等については、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し健全性を維持できる設計とするとともに、水密扉の閉止等の運用を含め、これらの設計を維持するための保守管理を適切に実施するとしている。また、火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮するとしている。なお、溢水経路上の溢水防護区画の水位評価においては、当該区画内で発生する溢水は他区画への流出を想定しないこと及び当該区画外で発生する溢水は当該区画への流入が最も多くなるよう保守的に条件設定することとしている。

規制委員会は、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画の水位が最も高くなるように行われる方針としていること、また、溢水経路上の壁、水密扉、堰等に溢水影響の軽減又は止水機能を期待する場合は、基準地震動や火災等に対して当該機能が維持されることを評価するとともに、それらを維持するための保守管理や運用を適切に実施する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水防護区画の設定が防護対象設備が設置されている場所及び当該場所へのアクセス通路を対象になされる方針であることを確認した。また、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画の水位が最も高くなるような保守的な条件でなされる方針であることを確認した。

4. 防護対象設備を防護するための設計方針

防護対象設備は、破損による溢水、消火水等の放水による溢水、地震による溢水及びその他の要因による溢水に関して、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方針であることが必要である。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ついては、環境条件等を考慮しても、アクセス性が失われない設計方針であることが必要である。

さらに、使用済燃料貯蔵槽内の水が地震に伴うスロッシングによって漏えいしても、当該貯蔵槽に対し冷却及び給水ができる方針であることが必要である。

(1) 没水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、没水による影響について評価した上で、溢水により溢水防護区画に滞留する水の水位（以下「溢水水位」という。）が、流入状態、溢水源からの距離、没水域での人員のアクセス等による水位変動を考慮しても、防護対象設備の機能が損なわれるおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。

なお、没水により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により溢水箇所を隔離する。
- b. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。
- c. 壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。
- d. 上記に加え、その他の要因による溢水のうち機器の誤作動等による溢水については、漏えい検知システム等による溢水の発生の早期検知を行う。

② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備の機能喪失高さが溢水水位を十分な裕度を持って上回るよう、設備設置高さをかさ上げする。
- b. 防護対象設備の周囲に浸水防護堰を設置する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、防護対象設備ごとに現場の設置状況を踏まえて機能喪失高さを評価した上で、水位変動等を考慮した溢水水位が防護対象設備の機能喪失高さを上回らないように設置すること、多重性又は多様性

を有する防護対象設備については、同時に没水により機能が損なわれない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、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流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

(2) 被水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、被水による影響として、溢水源からの飛散による被水及び天井面等の開口部や貫通部からの被水による影響を評価している。

その上で、これら被水による影響について、被水試験等により確認された防滴機能を有していること若しくは防護対象設備に対して保護カバー等による被水対策を実施すること又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を同時に被水影響が及ばない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。

なお、被水により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。
- b. 壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。
- c. 溢水防護区画内の火災に対しては、原則として水消火以外の消火手段を採用することとし、水消火を行う場合には、防護対象設備に対して不用意な放水を行わない運用とする。

② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備を被水試験等により確認された防滴機能を有しているものにする。
- b. 防護対象設備に対して保護カバー等による被水防護対策を実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、防護対象設備を被水試験等により確認された防滴機能を有しているものにする事又は防護対象設備に対して保護カバー等による被水対策を実施すること、多重性又は多様性を有する防護対象

設備については、同時に被水影響が及ばない別区画に設置することで安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、被水により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

(3) 蒸気放出の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、蒸気影響として、溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある防護対象設備への影響を評価している。その上で、これら蒸気影響について、防護対象設備が耐蒸気仕様を有すること又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を同時に蒸気影響が及ばない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。また、蒸気影響により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

なお、申請者は、溢水源となり得る主蒸気隔離弁漏えい制御系配管を撤去し、主蒸気第3弁の弁閉止機能を廃止するが、当該弁は原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離機能等を有している弁ではないことから、本変更に伴う安全機能への影響はないとしている。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対する耐震性の確保又は補強工事等により発生応力を低減する。
- b. 壁、水密扉等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。
- c. 溢水源となる系統を溢水防護区画外の元弁で閉止する。

② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備を蒸気暴露試験又は机上評価により蒸気影響に対して耐性を有しているものにする。
- b. 防護対象設備に対して蒸気暴露試験等により確認した保護カバー、パッキン等による蒸気防護対策を実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、防護対象設備を蒸気暴露試験等により耐性が確認されたものにする、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に蒸気影響が及ばない別区画に設置すること、溢水源となり得る主蒸気隔離弁漏えい制御系配管を撤去することで安全機能が損なわれない

ようにすることを確認した。また、蒸気放出の影響により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

なお、主蒸気第3弁の弁閉止機能の廃止については、当該弁が隔離機能を有していないことから、廃止による安全機能への影響がないことを確認した。

(4) その他の要因による溢水に対する設計方針

申請者は、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損、降水、地下水の流入等による溢水が溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア及び建物内への浸水を防止する設計としている。また、機器の誤作動等による漏えいに対して、漏えい検知システム等による早期検知を可能とし、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。

規制委員会は、申請者が、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損等による溢水に対して、壁、扉、堰等により溢水防護区画内への浸水を防止し、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。

(5) アクセス通路の設計方針

申請者は、溢水が発生した場合においても現場操作が必要な設備に対して、アクセス通路の環境の温度及び放射線量並びに溢水水位を考慮しても、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方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、現場操作が必要な設備へのアクセス通路について、環境条件等を考慮しても、アクセス性が失われないものであることを確認した。

(6) 使用済燃料貯蔵槽のスロッシング後の機能維持に関する設計方針

申請者は、燃料プールの冷却及び給水機能の維持に必要な設備の没水、被水及び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、燃料プールが、スロッシング後においても、プール冷却機能及び遮蔽に必要な水位を確保する設計を行う方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、燃料プールのスロッシング後においても燃料プールの冷却及び給水機能が維持されることから、水温を維持し、遮蔽水位を維持できるものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による溢水に対する設計方針が、没水、被水及び蒸気放出に対して防護するものであること、アクセス通路のアクセス性を確保するものであること及び燃料プールの機能を維持するものであることを確認した。

5. 取水槽海水ポンプエリアの防護対象設備を防護するための設計方針

取水槽海水ポンプエリアの防護対象設備については、溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針であることが必要である。

申請者は、取水槽海水ポンプエリアの防護対象設備である原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについて、取水槽海水ポンプエリア内外で生じる溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針としている。具体的には、取水槽海水ポンプエリア外で生じる溢水が流入しないようにするために、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る方針としている。当該エリア内で生じる溢水に対しては、想定される溢水源が、地震により溢水源とならぬよう基準地震動による地震力に対する耐震性を確保する。また、破損による溢水により多重性を有する防護対象設備が同時に機能を損なわないよう別区画に設置し、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画内外からの溢水に対して壁、閉止板等による溢水伝播防止対策等を図ることを確認した。

6. 溢水防護区画を内包する建屋外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針

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設計方針であることが必要である。

申請者は、溢水防護区画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物に壁（壁貫通部の止水措置を含む。）、水密扉、堰等の設置等の流入防止対策を講じる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画を内包する建物外からの溢水経路を特定した上で、それぞれの流入経路に対して流入防止対策を講じるものであることを確認した。

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

第9条第2項の規定は、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、配管その他の設備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ことを要求している。

申請者は、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備の破損等によって放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、溢水経路に壁、扉、堰等による漏えい防止対策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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、建物内の壁、堰等の設置によって、放射性物質を含んだ液体の管理区域外への溢水経路に対策を実施することにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものであることを確認した。

8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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も安全機能が失われないことを確認するため安全評価指針に基づき安全解析を行うことが必要である。

申請者は、溢水により防護対象設備の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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、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考慮しても異常状態を収束できるものであることを確認した。

Ⅲ－8 誤操作の防止（操作の容易性）（第10条関係）

第10条第2項の規定は、安全施設は、容易に操作できるよう設計することを要求している。

申請者は、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。

1. 中央制御室の盤面器具は、系統ごとにグループ化した配列にするとともに、操作器具は、形状や色等の視覚的要素により識別を容易にする設計とする。

2. 現場の弁等については、系統等による色分け及び弁等への銘板取り付けにより識別管理できる設計とする。
3. 中央制御室については、制御盤等の固定、手すりの設置等により、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。
4. 中央制御室等の操作場所は、地震や外部電源喪失等の事象が発生した場合においても、操作に必要な環境が維持される設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉制御室や現場で操作する機器等の識別管理等を行うものであること及び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、運転員が安全施設を容易に操作できるようにするものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－９ 安全避難通路等（第 11 条関係）

第 11 条第 3 号の規定は、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。

申請者は、以下の設計方針としている。

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、現場作業場所（非常用電気室等）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非常用電源から給電できる作業用照明を設置する設計とする。
2. 作業用照明として、非常用低圧母線から給電できる非常用照明、非常用直流電源から給電できる直流非常灯又は内蔵蓄電池を備えた電源内蔵型照明を設置するとともに、全交流動力電源喪失時に操作が必要な場所には、作業用照明のうち直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する設計とする。
3. 全交流動力電源喪失時又は狭あい部等における作業を実施する場合等を想定し、随時使用可能なように、中央制御室等に電池を内蔵した可搬型照明を備える。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明及びその専用の電源を備える方針としていること、また、可搬型照明を時間的余裕も考慮し準備可能とすることにより、昼夜及び場所を問わず作業可能とするものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）

第１２条第２項の規定は、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時間以降又は運転モードの切替時点以降をいう。以下本節において同じ。）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設計することを要求している。

また、同条第６項の規定は、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項の規定は、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いて共用し、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が損なわれ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。

1. 静的機器の多重性
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）

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 静的機器の多重性

第１２条第２項の規定は、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、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものに対して、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、及び独立性を確保した設計とすることを要求している。

ただし、想定される静的機器の単一故障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、その単一故障を考慮しなくてもよいとされている。また、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又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る場合は、当該機器に対する多重性の要求は適用しないとされている。

申請者は、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、非常用ガス処理系の配管の一部、中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット並びに残留熱除去系（格納容器冷却モード）の格納容器スプレイ・ヘッド（サプレッション・チェンバ側）を抽出している。

抽出された設備については、以下のとおり、（１）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る場合又は（２）単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合に該当するとしている。

（１）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る場合

非常用ガス処理系の配管の一部並びに中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットについては、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等が喪失する故障のうち想定される最も過酷な条件となる単一故障として、配管及びダクトについては全周破断を、フィルタ本体については閉塞を想定している。

いずれの単一故障を想定した場合でも、設計基準事故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単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、長期間の安全機能の評価に当たってその単一故障を考慮しないとしている。

安全上支障のない期間については、故障を確実に除去又は修復するまでの間の周辺公衆の放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回る期間であること及び除去又は修復作業にかかる作業員の被ばくが、緊急時作業に係る線量限度以下とすることができる期間であることとし、２日間としている。

なお、除去又は修復ができない場合であっても、周辺公衆の放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回るとしている。

（２）単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合

残留熱除去系（格納容器冷却モード）の格納容器スプレイ・ヘッド（サプレッション・チェンバ側）は、安全機能に最も影響を与える単一故障として静的機器である配管一箇所の全周破断を仮定したとしても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し、所定の安全機能を維持できる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、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、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものを抽出した上で、以下のとおりとしていることを確認した。

- (1) 申請者が単一故障を考慮しないとした非常用ガス処理系の配管の一部並びに中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットについては、設計基準事故時に、ダクト、配管の全周破断又はフィルタ本体の閉塞を仮定したとしても、放射性物質の漏えいに伴う周辺公衆に対する被ばくによる実効線量の評価値が、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回るよう安全上支障のない期間内に除去又は修復できるとしていること。
- (2) 申請者が、多重性は必要ないとした残留熱除去系（格納容器冷却モード）の格納容器スプレイ・ヘッド（サプレッション・チェンバ側）については、配管一箇所全周破断を仮定した場合であっても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し所定の安全機能を維持できることが、安全解析等により適切に確認されていること。

2. 共用又は相互接続

第12条第6項の規定は、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を原則行わないことを要求しており、二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合にのみ認められるとしている。また、同条第7項の規定は、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いて共用又は相互に接続する場合、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないことを要求している。

申請者は、安全施設を重要安全施設とそれ以外の施設に整理した上で、それぞれについて、二以上の発電用原子炉施設において共用又は相互に接続する施設を、以下のとおり抽出している。

重要安全施設のうち、中央制御室については、1号炉及び2号炉で共用するとし、非常用高圧母線については、2号炉と3号炉との間で相互に接続としている。非常用低圧母線については、1号炉と2号炉との間及び2号炉と3号炉との間で相互に接続としている。また、重要安全施設以外の安全施設のうち、通信連絡設備については、1号炉、2号炉及び3号炉で共用としている。復水輸送系、所内蒸気系及び水消火設備については、1号炉と2号炉との間で相互に接続としている。

これらの設備については、以下の理由から共用又は相互に接続としている。

(1) 重要安全施設

抽出された重要安全施設は、以下の理由により安全性が向上することから、1号炉と2号炉との間で共用又は相互に接続し、2号炉と3号炉との間で相互に接続するとしている。

① 共用

中央制御室は、共用することにより、2号炉の運転員と同じ教育訓練を受け同等の力量を有する1号炉の運転員が、事故時等の補助を円滑に行うことを可能とすることで信頼性が向上すること。

② 相互接続

非常用高圧母線及び非常用低圧母線は、相互に接続するものの通常時は遮断器により電氣的に分離させ、重大事故等発生時には遮断器を投入することにより、迅速かつ安全に号炉間の電力融通を可能とし、電力供給の更なる多重化を図ることで信頼性が向上すること。

(2) 重要安全施設以外の安全施設

抽出された重要安全施設以外の安全施設に対して、以下の理由から、2号炉の安全性が損なわれないとしている。

① 共用

通信連絡設備は、共用する1号炉、2号炉及び3号炉で同時に通信連絡を行っても支障のない設計とすること。

② 相互接続

復水輸送系は、通常時は連絡弁を施錠閉とすることにより分離し、また、連絡時においても、相互接続部に逆止弁を設けることにより、他の号炉へ影響を及ぼさない設計とすること。

所内蒸気系は、弁を閉操作することにより隔離できる設計とし、また、連絡時においても系統の圧力が各号炉の許容範囲内に収まること。

水消火設備は、相互接続部に逆止弁を設けることにより、他の号炉へ影響を及ぼさない設計とすること。

規制委員会は、申請者による安全施設の共用又は相互接続の設計方針について、重要安全施設である原子炉制御室を共用し、非常用高圧母線及び非常用低圧母線を相互に接続することは、2号炉の安全性が向上すると判断した。また、重要安全施設以外の安全施設である通信連絡設備を共用し、復水輸送系、

所内蒸気系及び水消火設備を相互に接続することは、2号炉の安全性を損なわないと判断した。

Ⅲ－１１ 全交流動力電源喪失対策設備（第１４条関係）

第１４条の規定は、全交流動力電源喪失（外部電源喪失と設計基準対象施設の非常用所内交流動力電源喪失の重畳をいう。以下同じ。）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全な停止、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）確保できるよう設計することを要求している。

申請者は、蓄電池（非常用）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70分間に対し、原子炉を安全に停止し、停止後に冷却し、及び原子炉格納容器の健全性を確保するために必要な設備に8時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計ととしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、重大事故等対処設備からの電力供給が可能となるまでの間、原子炉停止等のために必要な設備に対し電源供給が可能な容量を有する蓄電池（非常用）を備えるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１２ 炉心等（第１５条関係）

第１５条第６項第１号の規定は、燃料体について、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力等の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする等々を要求している。

申請者は、燃料体は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物（以下「FP」という。）の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計ととしている。

規制委員会は、申請者による炉心等の設計方針が、運転時の異常な過渡変化時における荷重に対しても耐える設計としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、申請者が本申請以前から運転時の異常な過渡変化時における荷重も考慮した評価を行っていたことは、過去の申請から確認できる。

Ⅲ－１３ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第１６条関係）

第１６条第２項第２号ニの規定は、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、漏えい検知等）が損なわれないよう設計することを要求している。

同条第３項第１号の規定は、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について、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。同項第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、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

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

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

１．使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策

第１６条第２項第２号ニの規定は、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設計することを要求している。

申請者は、使用済燃料の貯蔵施設内において落下のおそれがある重量物を抽出した上で、使用済燃料の貯蔵施設の機能を損なうおそれがある重量物の落下を防止できるよう、以下の設計方針としている。

（１）落下のおそれがある重量物の抽出

落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については、燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下のおそれが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チャンネルボックスを取り付けた燃料集合体の落下エネルギー以上となる設備等を抽出している（原子炉建物の構造物、燃料取替機及び原子炉建物天井クレーン）。

（２）抽出された各重量物に対する設計又は運用に関する方針

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。

- ① 原子炉建物の構造物については、基準地震動による地震力に対して燃料

プール内への落下を防止できるように設計する。

- ② 燃料取替機については、基準地震動による地震力に対して、燃料取替機本体、脱線防止装置及び走行レールに発生する荷重により生じる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。
- ③ 原子炉建物天井クレーンについては、基準地震動による地震力に対して、クレーン本体及び脱線防止装置に発生する荷重により生じる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。また、重量物の移送時には、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燃料プールに落下しない設計とする。さらに使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、落下物とならないよう運用上の措置を講ずる。

規制委員会は、申請者の設計方針が、現場状況及び作業実態を調査した上で、当該貯蔵施設の機能に影響を与えないことが既に確認されているチャンネルボックスを取り付けた燃料集合体の落下時のエネルギーと比べてその値が大きい物を、落下によって使用済燃料の貯蔵施設の機能を損なうおそれがある重量物として抽出し、それぞれの重量物に対して落下を防止するものであることを確認した。

2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

第16条第3項第1号の規定は、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について、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要求している。また、同項第2号の規定は、外部電源が利用できない場合においても、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であることを要求している。

申請者は、燃料プールの水位及び水温、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するとしている。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、燃料プールの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を監視できるように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、使用済燃料貯蔵槽を監視するために必要なパラメータとして、放射線量に加え、水位及び水温についても、異常の検知や原子炉制御室における監視を可能とし、外部電源喪失時においても監視を可能とするものであることを確認した。

Ⅲ－１４ 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）

第１７条の規定は、発電用原子炉施設には原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器を設けることを要求している。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、通常時及び設計基準事故時ともに閉となるべきにもかかわらず、通常時又は設計基準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、原子炉冷却材圧力バウンダリ（クラス１機器）とすることとしている。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準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。
2. 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有する接続配管のうち、弁の施錠管理を行うことにより開とならない運用とする場合は、原子炉側からみて、第１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。
3. 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる負荷に耐えるとともに、瞬間的破壊が生じないよう十分なじん性を有する設計とする。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。
4. 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については、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。また、クラス１機器としての供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管を抽出することとしていること、当該機器及び配管をクラス１機器として位置付けるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１５ 安全保護回路（第２４条関係）

第２４条第６号の規定は、安全保護回路は不正アクセス行為等による被害を防止できるよう設計することを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。
2. 安全保護系のデジタル計算機は、通信状態を監視し、送信元、送信先及び送信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断した上で、通信を送信のみ

- に制限することで機能的に分離する設計とする。
3. 安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
 4. 安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じて、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
 5. 発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機の保守ツールをパスワード管理することにより、電氣的アクセスを制限する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、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ことができるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１６ 放射性廃棄物の処理施設（第２７条関係）

申請者は、1号炉の廃止措置に伴い、これまで2号炉と共用していた1号炉液体廃棄物処理系について、2号炉で発生する放射性廃棄物の処理に使用しないとしている。また、重大事故等時の現場作業場所及び当該現場へのアクセスルートに対して火災による影響を及ぼさないようにするため、固体廃棄物処理系のうち、ドラム詰め装置の固化材について、可燃性のプラスチックから不燃性のセメントへ変更し、ドラム詰め装置の処理対象について、使用済樹脂とフィルタ・スラッジを除き、濃縮廃液のみに変更するとしている。

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。

1. 廃棄物処理施設の処理能力に係る設計方針
2. 液体状及び固体状の放射性廃棄物の漏えい等の防止に係る設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 廃棄物処理施設の処理能力に係る設計方針

第27条第1項第1号の規定は、通常運転時に放射性廃棄物を処理する施設に対し、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とすることを要求している。

申請者は、これまで2号炉と共用していた1号炉液体廃棄物処理系について、2号炉で発生する放射性廃棄物の処理に使用しないこととするが、既設の2号炉液体廃棄物処理系は、2号炉で発生する放射性廃棄物を処理できる能力を有していることから、本変更に伴う影響はないとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、2号炉液体廃棄物処理系の設計を変更するものではなく、1号炉液体廃棄物処理系の共用を取りやめた場合でも2号炉で発生する放射性廃棄物の処理に影響を及ぼすものではないことから、放射性廃棄物を処理する能力を有するものであることを確認した。

2. 液体状及び固体状の放射性廃棄物の漏えい等の防止に係る設計方針

第27条第1項第2号の規定は、液体状の放射性廃棄物を処理する施設に対して、液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び発電所外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるよう設計することを要求している。また、同項第3号の規定は、固体状の放射性廃棄物を処理する施設に対して、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とすることを要求している。

申請者は、ドラム詰め装置の固化材を可燃性のプラスチックから不燃性のセメントへ変更し、ドラム詰め装置による処理対象を濃縮廃液のみに変更しても、放射性液体廃棄物を処理する施設は、インターロックを設け、堰等を設置することなどにより、液体状の放射性廃棄物の漏えいを防止し、及び発電所外へ液体状の放射性廃棄物の漏えいを防止することに変更はないとしている。また、放射性固体廃棄物を処理する施設は、独立した区画内に設けることなどにより、固体状の放射性物質が散逸し難いものとするに変更はないとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、本変更後においても、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすること及び発電所外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、また、固体状の放射性物質が散逸し難いものとすることを確認した。

Ⅲ－１７ 保安電源設備（第３３条関係）

第３３条の規定は、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。

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
- （２）電線路の独立性
- （３）電線路の物理的分離
- （４）複数号炉を設置する場合における電力供給確保

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
- （２）隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

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

第３３条第３項の規定は、保安電源設備について、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よう設計することを要求している。

申請者は、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としている。安全施設に対する電気系統を構成する機器は、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、検知した場合には遮断器により故障箇所を隔離することにより故障による影響を局所化することができるとともに、他の安全機能への影響を限定できるよう設計するとしている。また、１相開放時は、電力の供給の安定性を回復できる設計としている。重要安全施設に対する電気系統については、開閉所の母線について 220kV 母線を 2 母線、66kV 母線を 1 母線、所内の非常用高圧母線について 3 母線で構成することにより、多重性を有し、系統分離が可能である母線構成としており、電気系統を構成する機器は、規格等で定められた適切な仕様とするとともに、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設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、以下の点を考慮する方針としていることを確認した。

- 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。
- 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。
- ③ 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つて、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であること。

(2) 電線路の独立性

第33条第4項の規定は、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つて、当該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することを要求している。

申請者は、本発電所について、送受電可能な220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1ルート2回線と、受電可能な66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1ルート1回線の2ルート3回線で電力系統に連系しており、220kV送電線は約16km離れた中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系し、66kV送電線は約13km離れた中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先の変電所等が停止した場合であっても、当該発電用原子炉施設に接続された送電線による電力の供給が停止しないとしており、独立性を有するものであることを確認した。

(3) 電線路の物理的分離

第33条第5項の規定は、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することを要求している。

申請者は、220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）2回線と66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線、鹿島支線）1回線の計3回線について、同一の送電鉄塔に架線しない設計とした上で、大規模な盛土崩壊、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、強風又は着氷雪による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がないように設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、地滑り等の共通要因にて電力の供給が全て同時に停止しないように、電線路を同一の送電鉄塔に架線しない方針としていることを確認した。

(4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

第33条第6項の規定は、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よう設計することを要求している。

申請者は、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3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2号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量を備える構成とし、220kV送電線は、起動変圧器を介して接続するとともに、66kV送電線は予備変圧器を介して接続する設計としている。また、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、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。また、当該開閉所等は、防波壁により津波に対して防護するとともに、塩害を考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準対象施設に接続する電線路のいずれの2回線が喪失した場合でも他の1回線によって2号炉に電力を供給できるものであることを確認した。

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

第33条第7項の規定は、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することを要求している。

申請者は、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びにその附属設備は、多重性及び独立性を考慮し、各々に必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、それぞれ非常用高圧母線に接続するとしている。設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする燃料を貯蔵する設備として、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを設置し、7日間の連続運転に必要な容量以上の燃料を貯蔵するとしている。

蓄電池は、非常用3系統を各々異なる区画に設置し、多重性及び独立性を確保することで、いずれか1系統の単一故障が発生した場合でも、残りの2系統により設計基準事故に対処するための設備の機能を確保する容量を有する設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、非常用電源設備について、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が損なわれないよう十分な容量を有するものであることを確認した。

(2) 隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

第33条第8項の規定は、設計基準対象施設について、隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合であっても、これに過度に依存しない設計とすることを要求している。

申請者は、非常用電源設備及びその附属設備は号炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計としている。

規制委員会は、申請者が、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等を共用しない設計とすることを確認した。

Ⅲ－１８ 気象条件の変更

申請者は、原子炉施設の安全解析に用いる気象条件として、これまでの 1996 年 1 月から 1996 年 12 月までの気象資料に代えて、2009 年 1 月から 2009 年 12 月までの 1 年間にわたり敷地において観測された気象資料を使用している。

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。

1. 気象資料の代表性
2. 設計基準事故時及び平常運転時における発電所敷地周辺の一般公衆の受ける線量評価

(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る設計方針 (第 13 条関係)

(2) 放射性廃棄物の処理に係る設計方針 (第 27 条関係)

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 気象資料の代表性

規制委員会は、設置許可基準規則解釈第 13 条の規定に対して、申請者が発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針 (昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定。以下「気象指針」という。) に基づいて検討を行い、本申請による気象資料 (2009 年 1 月から 2009 年 12 月までの気象資料) が長期間の気象状態を代表していることを確認した。また、気象資料の変更を踏まえて敷地境界外における線量評価の再評価を行う方針としていることを確認した。

2. 設計基準事故時及び平常運転時における発電所敷地周辺の一般公衆の受ける線量評価

(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る設計方針 (第 13 条関係)

規制委員会は、設置許可基準規則解釈第 13 条の規定に対して、申請者が本申請による気象条件を用いて、安全評価指針及び気象指針に基づき、設計基準事故に対する線量評価を実施し、線量評価結果は、発生事故当たり 5 ミリシーベルトを下回っていることから、本発電所周辺の公衆に放射線障害を及ぼすものではないことを確認した。

(2) 放射性廃棄物の処理に係る設計方針（第27条関係）

規制委員会は、設置許可基準規則解釈第27条の規定に対して、申請者が本申請による気象条件を用いて、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日原子力安全委員会決定）及び気象指針に基づき、本発電所周辺の公衆が受ける実効線量の評価を実施し、線量評価結果は、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（昭和50年5月13日原子力委員会決定）に示されている線量目標値の年間50マイクロシーベルトを下回ることを確認した。

Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力

東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けて原子炉等規制法は、重大事故（炉心の著しい損傷その他の重大な事故）への対策を規制の対象と位置付け、平成 25 年 7 月に施行された。この際、設置許可基準規則及び重大事故等防止技術的能力基準が併せて施行されている。

本章においては、申請者の計画が、設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準のうち 1. 0 から 1. 1 9 項に適合しているか否かを審査した結果を示す。審査の概要は、以下のとおりである。

なお、申請者の計画する大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）への対応が重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているか否かについては、V 章に記載する。

1. 重大事故等の拡大の防止等（第 3 7 条）

申請者は、事故の想定を幅広く行い、その想定した事故に対して有効な対策を計画しなければならない。

（1）事故の想定

事故の原因となる事象の抽出、起回事象（※⁹）と安全機能の喪失の組合せを網羅的かつ体系的に行っているかを審査する。

起回事象と安全機能の喪失の組合せは多数存在することから、効率的に対策を計画するため、起回事象、安全機能の喪失状況、対策の共通性に着目して少数の事故シーケンスグループ等に類型化する。その上で、事故シーケンスグループ等ごとに事故の進展や対策の実施等の観点から最も厳しい重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）等を選定する。すなわち、重要事故シーケンス等に対して対策が有効であれば、その対策は当該重要事故シーケンス等が含まれる事故シーケンスグループ等に対して有効であるものと判断できる重要事故シーケンス等を選定する。これらが適切に行われているかを審査する。

（2）有効性評価

事故シーケンスグループ等ごとに、申請者の計画する対策が、当該事故シーケンスグループ等の特徴を踏まえたものか審査する。その上で、重要事故シーケンス等に対して申請者が計画している対策の有効性について、適切な解析手

（※⁹）通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器破損及び燃料損傷に波及する可能性のある事象（外部電源喪失、LOCA 等）。以下この章において同じ。

法を用いているか、解析結果が評価項目を満たしているか、解析コード等の不確かさを考慮しても評価項目を満たしていることに変わりはないかを審査する。また、当該対策が要員及び燃料等の観点からも対応可能であるかを審査する。

2. 設備及び手順等（第38条～第41条、第43条～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1.0～1.19）

申請者は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた対策や上記のように網羅的かつ体系的に想定した事故への対策に関する設備及び手順等を適切に整備する必要がある。さらに、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する必要がある。

（1）設備及び手順等に対して要求される共通事項（第38条～第41条、第43条、重大事故等防止技術的能力基準1.0）

地震及び津波などにより機能を喪失しないこと、炉心損傷防止などに必要な性能を確保することなどは、重大事故等に対処するための設備及び手順に対して要求される共通の事項であり、これらが適切になされる方針であるかを審査する。

（2）機能ごとに要求される事項（第44条～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1.1～1.19）

① 設置許可基準規則等の逐条において必要とされる設備及び手順等

設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準第1項は、主として福島第一原子力発電所事故の教訓から導かれた要求事項から構成されている。申請者が設備及び手順等を整備する上での申請者の方針が、要求事項にのっとった適切なものであるかについて審査する。

② 有効性評価において必要とされる設備及び手順等

上記有効性評価において必要とされた重大事故等対処設備及びその手順等の整備が、適切な方針の下に行われるかを審査する。

③ 申請者の自主的な設備及び手順等

機能喪失の原因分析などを行った上で、さらなる対策の抽出を行い、上記以外の設備及び手順等を整備するなど自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。

なお、有効性評価においては厳しい条件で解析を行うため、故障した設備の復旧などは見込まないが、実際には自主的な対応を含め、復旧対策などが行われる。このため、全体としての対策の実現性を検討するためには、自主的な対応も確認することが必要である。

IV-1 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）

第37条は、発電用原子炉施設について、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、重大事故が発生した場合においては、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を防止するために必要な措置を講じることを要求している。

また、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、運転停止中（※¹⁰）における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じ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。

IV-1. 1 事故の想定

IV-1. 2 有効性評価の結果

IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策

IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

IV-1. 2. 4 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

また、規制委員会は、申請者が有効性評価に用いた解析コードについて、その適用性を確認した。

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

なお、以下の有効性評価において必要とされた重大事故等対処設備及びその手順等の整備の方針は、IV-2からIV-4に示している。

（※¹⁰）停止中評価ガイドでは、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間としている。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除くとしている。

IV-1.1 事故の想定

第37条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする発電用原子炉施設において「想定する事故シーケンスグループ(※¹¹)」又は「想定する格納容器破損モード(※¹²)」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する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事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。また、格納容器破損モードごとに、格納容器の破損に至る重要な事故シーケンス(以下「評価事故シーケンス」という。)を選定するとしている。

また、SFP評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷防止については、想定事故1及び想定事故2を想定するとしている。

さらに、停止中評価ガイドは、燃料の著しい損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。

事故シーケンスグループ等(設置許可基準規則解釈において、必ず想定することを要求しているもの)は、以下のとおり。

① 運転中の事故シーケンスグループ

- a. 高圧・低圧注水機能喪失
- b. 高圧注水・減圧機能喪失
- c. 全交流動力電源喪失
- d. 崩壊熱除去機能喪失
- e. 原子炉停止機能喪失
- f. LOCA時注水機能喪失
- g. 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

② 格納容器破損モード

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 格納容器直接接触(シェルアタック)

(※¹¹) 起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数又は複数の事故シーケンスを含む。

(※¹²) 格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

③ 想定事故 1 及び想定事故 2

- a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
- b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失

④ 運転停止中の事故シーケンスグループ

- a. 崩壊熱除去機能喪失 (RHR の故障による停止時冷却機能喪失)
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

1. 申請内容

申請者は、事故シーケンスグループ等の特定及び事故シーケンスグループ等ごとの重要事故シーケンス等の選定については、以下のとおりとしている。

(1) 運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

① 事故シーケンスグループの特定

- a. イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出
内部事象レベル 1PRA (※¹³) の手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。また、地震 PRA 及び津波 PRA の手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。
- b. PRA に代わる方法による炉心損傷に至る事故シーケンスの検討
内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した。
具体的には、内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止する

(※¹³) PRA には、①偶発故障又は人的過誤により発生する事故と、②地震等特定の事象により発生する事故を対象とするものがある。①を「内部事象 PRA」と呼ぶ。なお、IAEA ガイド (SSG-3) ではレベル 1PRA の評価対象として偶発故障、内部ハザード (内部火災等) 及び外部ハザード (地震等) の 3 つとしている。

ための手段等との組合せは内部事象レベル 1PRA と同じであるため、内部事象レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。

また、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建物内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建物外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベル 1PRA 等の手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

c. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

上記 a. においてイベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目し類型化して事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する 7 つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震特有の 8 つの事故シーケンス（原子炉建物損傷、廃棄物処理建物損傷、制御室建物損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、計装・制御系喪失、格納容器バイパス及び Excessive LOCA）、津波特有の 1 つの事故シーケンス（直接炉心損傷に至る事象）が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。

d. PRA の結果を考慮した事故シーケンスグループの特定

上記の 9 つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かを、PRA の結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループとの比較により検討した。その結果、地震特有の 8 つの事故シーケンス及び津波特有の 1 つの事故シーケンスは、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、建物損傷、津波の建物内への流入等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られること（「V

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」を参照。)を確認した。

以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、地震特有の8つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。

よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。

e. 原子炉格納容器の機能に期待する事故シーケンス

国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、想定する事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする。

② 重要事故シーケンスの選定

有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量及び代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いた。また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定した。具体的には表IV-1のとおり。

(2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

① 格納容器破損モードの抽出

a. PRAの知見を活用した格納容器破損モードの検討

内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損(※¹⁴)に係る以下の水素燃焼を除く11の格納容器破損モードを一般社団法人日本原子力学会(以下「日本原子力学会」という。)のPRAに関する実施基準(※¹⁵)にのっとり検討対象とした。また、水素燃焼については、その対策として原子炉格納容器内を窒素置換していることから、日本原子力

(※¹⁴) 日本原子力学会標準においては、事故後に限界耐力以上の負荷によって構造的な損傷を引き起こす原子炉格納容器の状態として、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗と並び用いられている。

(※¹⁵) 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準」(レベル2PSA編):2008

学会の PRA 実施基準の BWR 分類例では対象外としているが、窒素置換対策の有効性を確認する目的で検討対象とした。

- 1) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)
- 2) 格納容器バイパス (格納容器隔離失敗)
- 3) 原子炉圧力容器内の水蒸気爆発
- 4) 早期過圧破損 (未臨界確保失敗時の過圧)
- 5) 原子炉圧力容器外の水蒸気爆発
- 6) 格納容器雰囲気直接加熱
- 7) 格納容器直接接触
- 8) 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 9) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (過温破損)
- 10) 水蒸気 (崩壊熱) による過圧破損 (炉心損傷前)
- 11) 水蒸気 (崩壊熱) による過圧破損 (炉心損傷後)
- 12) 水素燃焼

b. PRA に代わる方法による格納容器破損モードの検討

内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル

1. 5PRA (※¹⁶) の手法と工学的な判断により検討を実施した。

検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失及び原子炉格納容器本体の損傷が考えられるが、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失については上記 a. の 12 の破損モードで抽出されていること、原子炉格納容器本体の損傷については構造的な損傷による直接的な閉じ込め機能喪失であり国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、原子炉格納容器損傷防止が困難であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル 1PRA で抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象 (※¹⁷) による影響についても上記 a. の 12 の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

(※¹⁶) レベル 1.5PRA とは、炉心損傷後の格納容器破損確率を求めるまでの PRA をいう。

(※¹⁷) 日本原子力学会標準では、格納容器破損の原因となる物理現象として水蒸気爆発、過圧破損、格納容器雰囲気直接加熱等を格納容器内物理現象と呼んでいる。

c. 評価対象とする格納容器破損モードの抽出

上記 a. において検討対象とした 12 の格納容器破損モードには、必ず想定する 6 つの格納容器破損モードが含まれる。なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）（※¹⁸）については、BWR の一部の原子炉格納容器（MARK-I 型）に特有の事象であるため、MARK-I 改良型である島根 2 号炉では評価の対象外とする。

原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に溶融炉心が急激に噴出（高圧溶融物放出）した後の格納容器破損モードとして、溶融物直接接触（シェルアタックは対象外とする。）及び格納容器雰囲気直接加熱を考慮している。両者とも、原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力容器を減圧することが格納容器破損防止対策となるため、必ず想定する格納容器破損モードである格納容器雰囲気直接加熱としてまとめる。

必ず想定する格納容器破損モードに分類されない 2 つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器バイパス（格納容器隔離失敗））及び 3 つの破損モード（早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）及び水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前））については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。

原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断されていること。

格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）については、定期事業者検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を 1 日に 1 回確認する運用であること、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価したこと。

3 つの破損モード（早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）及び水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前））については、事故シーケンスグループに含め、炉心損傷防止対策として評価すること。

さらに、水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後）及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）は、選定される事故シーケ

(※¹⁸) 日本原子力学会の PRA に関する実施基準では、溶融物直接接触に格納容器直接接触（シェルアタック）が含まれている。

ンスが同一となるため、必ず想定する格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）としてまとめる。

よって、想定する格納容器破損モードは以下の5つとする。

- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後）、雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損））
- ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（格納容器直接接触、格納容器雰囲気直接加熱）
- ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（原子炉圧力容器外の水蒸気爆発）
- ・溶融炉心・コンクリート相互作用（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- ・水素燃焼（水素燃焼）

② プラント損傷状態の特定

炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、レベル1PRAで抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、原子炉格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて分類した。

さらに、PDSごとに、原子炉格納容器冷却の分岐・ヘディングを考慮し、設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c. の5つの格納容器破損モードのいずれかに対応することを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとにPDSを整理した。

③ 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとのPDSから、格納容器への圧力又は温度による負荷の大きさの観点で最も厳しくなるPDSを選定した。このPDSを構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとした。

さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮した。具体的には表IV-1のとおり。

（3）使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

想定事故1及び想定事故2を想定する。

(4) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

① 事故シーケンスグループの特定

運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った原因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかった。

② 重要事故シーケンスの選定

停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量及び代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いた。具体的には表IV-1のとおり。

2. 審査結果

(1) 運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。

規制委員会は、申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震特有の8つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当と判断した。

また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心

損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈にのっとりた考え方であることから、妥当と判断した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

(2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとりて検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル 1.5PRA の手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当と判断した。評価対象とした5つの格納容器破損モードは、格納容器直接接触（シェルアタック）を当該評価の対象から除外する以外は、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モードと一致することを確認した。

規制委員会は、申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

(3) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が想定する事故が、設置許可基準規則解釈における想定事故と一致することを確認したことから、妥当であると判断した。

(4) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとり標準的な手法であることを確認した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当であると判断した。

表Ⅳ－１ 申請者の重要事故シーケンス等の選定について

	事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	選定理由	
炉心損傷防止対策	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	起因事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」及び「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。過渡事象後、逃がし安全弁の再開に失敗した場合、原子炉圧力容器が減圧されるため、原子炉減圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なくなり、低圧注水が可能となるための時間が短縮されることから、逃がし安全弁の再開に成功する場合がより厳しい事故シーケンスとなる。	
	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	起因事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」及び「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。	
	全交流動力電源喪失	・長期 TB	外部電源喪失＋交流電源 (DG-A,B) 失敗＋高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	全交流動力電源喪失時は、外部電源喪失後非常用ディーゼル発電機 2 台の機能喪失及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機の機能喪失 (HPCS が機能喪失に至る。) により、原子炉隔離時冷却系を除く設計基準事故対処設備の注水機能及び除熱機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系の機能達成を阻害する要因である、「蓄電池枯渇後原子炉隔離時冷却系停止」、「原子炉隔離時冷却系本体の機能喪失」、「SRV 再開失敗」及び「直流電源の喪失」に事故シーケンスグループを分類した。
		・TBU	外部電源喪失＋交流電源 (DG-A,B) 失敗＋高圧炉心冷却失敗	
		・TBP	外部電源喪失＋交流電源 (DG-A,B) 失敗＋圧力バウンダリ健全性 (SRV 再開) 失敗＋高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	
		・TBD	外部電源喪失＋直流電源 (区分 1,2) 失敗＋高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	
	崩壊熱除去機能喪失	・取水機能が喪失した場合 ^{※1}	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	起因事象として抽出された「LOCA」、「過渡事象」、「手動停止」及び「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。代表性 (炉心損傷頻度が高い。) の観点から、逃がし安全弁の再開成功を選定する。なお「LOCA」は、原子炉格納容器内に蒸気が放出されるため原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しいが、より厳しいシーケンスとして注水機能を喪失している LOCA 時注水機能喪失シーケンス (中破断 LOCA の場合) 又は格納容器過圧・過温破損シーケンス (大 LOCA の場合) で評価する。
		・残留熱除去系が故障した場合 ^{※1}	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	
	原子炉停止機能喪失	過渡事象＋原子炉停止失敗	起因事象として、「過渡事象」を選定する。これは、出力上昇の評価の観点で、原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じるなど、原子炉冷却材圧力バウンダリが破断している「LOCA」に比べ、より厳しい事故シーケンスとなる。	
LOCA 時注水機能喪失	冷却材喪失 (中破断 LOCA) ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	起因事象として、「中破断 LOCA」を選定する。これは、破断口径が大きく冷却材の流出量が多いため、要求される設備容量の観点で、より厳しい事故シーケンスとなる。		
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	インターフェイスシステム LOCA	格納容器バイパスに係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。		
格納容器破損防止対策	格納容器破損モード	PRA で選定された評価事故シーケンス ^{※2}	選定理由	
	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	冷却材喪失 (大破断 LOCA) ＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失	起因事象として、破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「大破断 LOCA」を選定し、ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで対策を講じるための対応時間が厳しいシーケンスとなる。	
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH 発生	原子炉圧力容器が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器直接加熱が抑制されない過渡事象を選定する。DCH 発生時の原子炉圧力の厳しさを観点から、高圧で維持される逃がし安全弁の再開成功時が、より厳しい事故シーケンスとなる。	
	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI 発生	原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。「LOCA」は、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく、デブリの保有熱量が小さくなることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。	
	水素燃焼	冷却材喪失 (大破断 LOCA) ＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失	原子炉格納容器内を窒素で置換しているため、PRA では水素燃焼による格納容器破損シーケンスは選定されない。LOCA の場合は、酸素濃度が相対的に高くなることが考えられることから、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できない事故シーケンスである、大破断 LOCA＋ECCS 機能喪失とした。	
	溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗	原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。「LOCA」は、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性があることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。	
	事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	選定理由	
運転停止中の原子炉における燃料破損防止対策	崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失 [フロントライン]) ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	起因事象として、残留熱除去系のフロントライン系故障を選定する。これは、残留熱除去系のフロントライン系故障、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失のうち、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失後の崩壊熱除去機能は「全交流動力電源喪失」に包絡されるためである。	
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋交流電源喪失	起因事象として、代表性 (燃料損傷頻度が高い。) の観点から、外部電源喪失時の交流電源喪失を選定する。	
	原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出 (残留熱除去系切替時の冷却材流出) ＋流出隔離・炉心冷却失敗	起因事象として、事象認知までに要する時間及び原子炉冷却材の流出量の観点から残留熱除去系系切替時の冷却材流出を選定する。	
	反応度の誤投入	反応度の誤投入	反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。なお、停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する。	
	^{※1} 有効性評価ガイドの要求を踏まえ、崩壊熱除去機能喪失のシーケンスグループを「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」に事故シーケンスグループを分類した。 ^{※2} 有効性評価における評価事故シーケンスでは、事象進展をより厳しくする観点などから、PRA で選定された評価事故シーケンスに複数の機能の喪失の重畳を考慮している。			

IV-1.2 有効性評価の結果

第37条は、想定する事故シーケンスグループ等ごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。

事故シーケンスグループ等ごとの申請内容、審査結果及び審査過程における主な論点は以下のとおりである。

IV-1.2.1 炉心損傷防止対策

第37条第1項は、発電用原子炉施設について、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、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でなければならないことを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈において、「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、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認するという要件を満たすものとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(d)の項目（以下「炉心損傷防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認している。

- (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。（※¹⁹）
- (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。

また、有効性評価ガイドでは、格納容器圧力逃がし装置による排気（以下「格納容器ベント」という。）を実施する場合には、「敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね5mSv以下）を確認する」としている。

なお、上記の評価項目(c)及び(d)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の根拠と妥当性については、「IV-1.2.2 格納容器破損防止対策」に示している。

(※¹⁹) 「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。

IV-1. 2. 1. 1 高圧・低圧注水機能喪失

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。このため、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を重大事故等対処設備として位置付ける。
(※²⁰)

- ④ 安定状態（※²¹）に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。本事故シーケンスグループでは、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、格納容器フィルタベント系を用いる。このため、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タ

(※²⁰) 本審査書においては、既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備とする場合には「重大事故等対処設備として位置付ける」とし、それ以外については「重大事故等対処設備として新たに整備する」と整理した。

(※²¹) 有効性評価ガイド2.2.1(4)では、「原子炉が安定停止状態」と示しているが、原子炉及び原子炉格納容器を安定させる必要がある場合は「安定状態」としている。

ンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（以下第IV章において「非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等」という。）を重大事故等対処設備として位置付ける。なお、格納容器フィルタベント系には、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側の2経路がある。

（2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、事象進展解析に用いるコード（以下「解析コード」という。）の選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を選定する（ここで、過渡事象として給水流量の全喪失を選定し、逃がし安全弁の再閉は成功している。）。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、逃がし安全弁の再閉失敗に比べて、原子炉圧力容器内が高圧状態に維持され、減圧のために逃がし安全弁の大きな吹出し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。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 評価上想定する事故の条件（以下「事故条件」という。）：外部電源はないものとする。これは、外部電源がない場合、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備による給電を行うことにより、対策の成立性、必要燃料の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、原子炉再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）は原子炉水位低（レベル2（※²²））で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル3）（※²³））までは原子炉出力が高く維持

（※²²）申請者は、燃料棒有効長頂部より上の原子炉水位について、低い方からレベル1（燃料棒有効長頂部から+46cm）からレベル8（燃料棒有効長頂部から+559cm）までの水位を設定している。水位レベルは原子炉隔離時冷却系等の機器動作条件と関連づけられている。その他の水位レベルは略語等を参照。

（※²³）タービン・バイパス弁は定格蒸気流量の100%の容量を持っているが、有効性評価においては、タービン・バイパス弁の作動を期待せず、所内単独運転（所内の負荷に対してのみ給電する運転）も期待しないこととしている。この場合、外部電源の喪失により、原子炉スクラムに至るが、保有水量の低下を保守的に評価する観点から、原子炉水位低（レベル3）をスクラム条件として設定している。

されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。

- d. 重大事故等対処設備の機器条件（以下「機器条件」という。）：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた低圧原子炉代替注水ポンプの注水特性（設計値として最大 $250\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとし、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して $120\text{m}^3/\text{h}$ とする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器隔離弁（第1弁）を全開として、原子炉格納容器内の圧力が $427\text{kPa}[\text{gage}]$ において、 $9.8\text{kg}/\text{s}$ とする。
- e. 重大事故等対処設備の操作条件（以下「操作条件」という。）：原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間等を考慮し、事象発生から30分後とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、 $384\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m （真空破壊装置下端－ 0.45m ）に到達後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止し、その10分後に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル2）における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 $7.89\text{MPa}[\text{gage}]$ に抑えられる。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却により、燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）は約 509°C に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、格納容器代

替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 30 時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約 384kPa[gage]、最高温度は約 153°Cに抑えられる。

- c. 格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量は、格納容器ベントをより早期に実施する事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」での評価結果（格納容器フィルタベント系によるベント時：約 1.7×10^{-2} mSv）以下であり、5mSv を下回る。
- d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER（※²⁴）は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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小さい。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

（※²⁴）SAFER 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。以下、REDY、SCAT、MAAP 及び APEX についても同様。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 30 分後としているが、この時間は低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定されている。低圧原子炉代替注水系（常設）の準備操作は、保守性を考慮して遅めに設定されていることから、実際の準備時間は早まる。この場合、減圧操作も早まることから、炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から 60 分後（解析上の開始時間に対して 30 分程度の遅れ）に低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCT は約 902°C となる。この結果より、PCT が 1,200°C 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。また、この場合の格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 4.8×10^{-2} mSv であり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位 + 約 1.3m（真空破壊装置下端 - 0.45m）に到達（事象発生から約 30 時間後）した場合に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 90 分操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 853kPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約 35 時間後以降であり、約 5 時間の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナシケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナシケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、28名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナシケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約3,600m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）（以下IV-1において「輪谷貯水槽（西1／西2）」という。）に約7,000m³、合計約7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は合計約1,052m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計1,072m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シナシケンスグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の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、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、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（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）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。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループ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。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断

原子炉圧力容器の減圧は、原子炉冷却材の保有水量の低下を伴うため、その開始判断を適切に行う必要がある。

申請者は、当初、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧の判断基準を明確に示していなかった。

このため、規制委員会は、減圧開始の判断基準を明確にするように求めた。

申請者は、これに対して、低圧注水への移行を目的として、炉心損傷前において、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の

起動（※²⁵）により注水手段が確保できた場合に原子炉圧力容器を減圧することを示した。

これにより、規制委員会は、炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断が適切に行われることを確認した。

（２）燃料被覆管の破裂が敷地境界における実効線量に与える影響

申請者は、当初、本重要事故シナリオでは燃料被覆管の破裂が生じないとし、炉心損傷が発生する前の格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量を、燃料被覆管の破裂が生じないという条件で評価していた。申請者は、燃料被覆管の破裂の有無を判断するために試験データに基づく破裂判定曲線を用いたが、試験データのばらつきや解析の不確かさを考慮した場合、破裂の可能性を否定できず、敷地境界の実効線量が 5mSv 以下となることが根拠とともに示されていなかった。

このため、規制委員会は、申請者に対して、燃料被覆管の破裂が格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界の実効線量に与える影響を評価し、解析の不確かさを考慮した場合の成立性を示すことを求めた。

申請者は、燃料被覆管の破裂及びそれらからの放射性物質の放出の影響を確認するため、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却の開始時間を 30 分遅らせた場合の敷地境界での実効線量を評価し、その結果が上記 1.（２）③b.イ. のとおり約 4.8×10^{-2} mSv 以下であることを示した。

これにより、規制委員会は、燃料被覆管の破裂が敷地境界での実効線量に及ぼす影響を評価していることを確認した。

（３）長期的な原子炉格納容器の安定状態の維持

申請者は、事象発生から約 60 時間後における原子炉格納容器内の温度について、評価項目を満足するものの、高め（約 128℃）に推移している解析結果を示している。

このため、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持するための対策として、残留熱除去系の復旧及び残留熱除去系の熱交換器が使用できない場合の対応を示すことを求めた。

申請者は、残留熱除去系の復旧手順を整備し原子炉補機海水ポンプの電動機の予備品を確保すること、他系統の残留熱除去系の電動機を融通することによ

（※²⁵）「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち 1 系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち 1 系統以上起動することをいう。

り復旧すること、また、残留熱除去系の復旧が困難な場合には、自主対策として、可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱、原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱及び原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱を整備することを示した。

これらにより、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器からの除熱を行うための対策が整備されることを確認した。

(4) 炉心損傷前における格納容器代替スプレイの実施

申請者は、炉心損傷後の格納容器ベントを可能な限り遅延させるため、炉心損傷前には残留熱除去系等の早期復旧見込みがある場合に限り、格納容器代替スプレイを実施するとしていた。

これに対し、規制委員会は、格納容器代替スプレイ実施の要否は、炉心損傷前と炉心損傷後に分けて原子炉格納容器からの除熱対策全体を整理して説明することを求めた。

申請者は、原子炉格納容器からの除熱について、格納容器ベントよりも残留熱代替除去系を優先して実施するため、炉心損傷後に格納容器ベントを実施する可能性は相対的に低下しており、その発生する可能性が小さいシナリオを考慮して手順を複雑化させるよりも各フェーズにおいて最も有効な戦略とすることが望ましいことから、炉心損傷前においても、残留熱除去系等の早期復旧見込みの有無にかかわらず、原子炉格納容器内の圧力が、384kPa[gage]に到達した場合等に格納容器代替スプレイを実施することを示した。

これにより、規制委員会は、炉心損傷前において、格納容器代替スプレイによる原子炉格納容器の冷却を行うための対策が整備されることを確認した。

IV-1. 2. 1. 2 高圧注水・減圧機能喪失

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と原子炉減圧機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基

準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失し、原子炉圧力容器の減圧ができず高圧状態が継続する。逃がし安全弁（逃がし弁機能）により、原子炉圧力容器の過度の圧力上昇は抑制される（※²⁶）が、低圧注水が実施できず、原子炉圧力の制御に伴う水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、自動減圧系の作動ロジックを追加することにより原子炉圧力容器を減圧するとともに、低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を実施する。このため、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、残留熱除去系（低圧注水モード）及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。その後、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を継続し、残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に切り替えて原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧

（※²⁶）逃がし安全弁には、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるために、弁入口圧力がスプリング荷重に打ち勝って開放する安全弁機能のほか、外部からの信号（原子炉圧力高）により強制的に開放する逃がし弁機能がある。さらに、事故時に低圧注水系が運転可能な圧力まで原子炉圧力を速やかに低下させるために、原子炉水位低（レベル1）及びドライウェル圧力高の同時信号により逃がし安全弁を強制的に開放する自動減圧機能がある。

失敗」を選定する（ここで、過渡事象として給水流量の全喪失を選定し、逃がし安全弁の再閉は成功している。）。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、外部電源がない場合、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電を行うことにより、必要燃料の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル 2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル 3））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。
- d. 機器条件：代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、原子炉水位低（レベル 1）到達から 10 分後とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル 1）で自動起動するものとする。残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 1,193m³/h）に従うものとする。残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッション・プール水温又は原子炉冷却材温度 52℃、海水温度 30℃において約 9MW とする。
- e. 操作条件：残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉水位高（レベル 8）を確認後、実施する。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱の開始時間は、事象発生から 12 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル 2）における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.89MPa[gage]に抑えられる。また、代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却により、PCT は約 728°C に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱により、原子炉格納容器内の最高圧力は約 54kPa[gage]、最高温度は約 85°C に抑えられる。
- c. 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程

度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP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小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の操作開始は、事象発生から約1時間後としている。操作開始が遅れた場合であっても、格納容器代替スプレイの実施判断基準である384kPa[gage]に至る時間は、「IV-1.2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失」において事象発生から約22時間後であり、約21時間以上の余裕があることから、十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、10名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約708m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいと見做され、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗」において、代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の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（高圧炉心スプレイ系等）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。

また、代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループ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。

IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後（※²⁷）、交流動力電源を必要とする安全機能を有する機器が機能を喪失する「全交流動力電源喪失（長期 TB）」において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

さらに、「全交流動力電源喪失（長期 TB）」に原子炉隔離時冷却系の本体故障による高圧注水失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBU）」、直流電源の喪失が重畳する「全交流動力電源喪失（TBD）」及び逃がし安全弁の開固着による再閉失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBP）」を考慮し、計4つの事故シーケンスグループにおいて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）

（1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失する。原子炉隔離時冷却系が起動し炉心の冷却が維持されるが、その後、直流電源の枯渇により炉心を冷却できなくなり、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、直流電源を確保し原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、原子炉圧力容器の減圧及び代替注水設備による原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却するとともに、代替交流動力電源による給電を行い、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、230V系蓄電池（RCIC）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、

（※²⁷）ここでの非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失とは、設計基準事故対処設備に位置付けている発電機の喪失をいう。

B-115V系蓄電池、原子炉隔離時冷却系及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却を実施する。このため、SA用115V系蓄電池、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵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、常設代替交流電源設備による給電を開始した後、原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）、サプレッション・チェンバ及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失＋交流電源（DG-A、B）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗」を選定する。これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができるSAFERを用いる。さらに、原子炉格納容器における各領

域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。
- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である $91\text{m}^3/\text{h}$ とする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉注水のみを実施する場合は $70\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は $30\text{m}^3/\text{h}$ とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して $120\text{m}^3/\text{h}$ とする。常設代替交流電源設備による給電を開始した後の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 $1,193\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとし、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に格納容器スプレイを実施する。残留熱除去系（格納容器冷却モード）によるスプレイ流量は設計値である $1,218\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉格納容器内の圧力が、 $13.7\text{kPa}[\text{gage}]$ まで低下した場合は、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）に切り替える。残留熱除去系（格納容器冷却モード）等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッション・プール水温度 52°C 、海水温度 30°C において約 9MW とする。
- e. 操作条件：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧は、サブプレッション・プール水温度が 100°C に到達する時点である事象発生から 8 時間後とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器圧力が $384\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。常設代替交流電源設備による給電の開始時間は、事象発生から 24 時間後とする。原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、交流電源復旧後の事象発生から 24 時間 30 分後とする。また、原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却は、残留熱除去系（格納容器冷却モー

ド)による原子炉格納容器からの除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）に到達した場合に実施する。

原子炉隔離時冷却系を含めて必要な直流電源については、事象発生から8.5時間後までに現場において行う不要な負荷の切離し、B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）又はSA用115V系蓄電池への切替え等を実施することにより、事象発生から24時間にわたり直流電源を確保する。また、逃がし安全弁の直流電源については、原子炉急速減圧（事象発生から8時間後）を実施する前までにSA用115V系蓄電池への切替えを実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約7.89MPa[gage]に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持される。また、事象発生から8時間後の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCTは事象発生前の値を上回ることがなく約309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、事象発生から24時間後の常設代替交流電源設備による給電の開始後、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉格納容器の最高圧力は約384kPa[gage]、最高温度は約151℃に抑えられる。
- c. 原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）又は残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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小さい。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の操作は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水のための操作は、事象発生から 8 時間後としているが、事象発生から 2 時間

30 分後には低圧原子炉代替注水系（可搬型）による準備を終了できることから、十分な時間余裕がある。

現場における直流電源の負荷切離しは、事象発生 8 時間後から操作時間 30 分で実施するとしているが、負荷切離しが遅れたとしても、事象発生から 8.5 時間後までに負荷切離しを開始すれば、事象発生から 9 時間後まで給電を継続可能であるため、時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は 31 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 1,100m³ である。これに対して、輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³ の水を保有しており、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352m³、大量送水車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³ であり、合計約 372m³ 必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約 450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³ の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替

交流電源設備及び緊急時対策所用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。

さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離し及び蓄電池
の切替えを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいため、対応が可能で
ある。

1-2 全交流動力電源喪失 (TBU)

(1) 事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (TBU)」(以下本節
において「本事故シーケンスグループ」という。)の特徴及びその対策を以下の
とおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機
及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に原
子炉隔離時冷却系の本体故障により原子炉隔離時冷却系が機能を喪失す
る。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出によ
り原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、代替直流電源を確保し高
圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉
水位を維持しつつ、原子炉圧力容器の減圧及び代替注水設備による原子炉
圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子
炉格納容器内を冷却するとともに、代替交流動力電源による給電を行い、
原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：高圧原子炉代替注水系により炉心を冷却する。このため、
高圧原子炉代替注水系及びSA用115V系蓄電池を重大事故等対処設備とし
て新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処
設備として位置付ける。
さらに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減
圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却を実施する。こ
のため、SA用115V系蓄電池、大量送水車及びタンクローリを重大事故等
対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付
き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備
として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失
(長期TB)」と同一である。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失＋交流電源（DG-A、B）失敗＋高圧炉心冷却失敗」を選定する。

これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が本体故障により機能喪失するものとする。

- d. 機器条件：高圧原子炉代替注水系は中央制御室から遠隔で手動起動し、原子炉水位回復後は原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 93m³/h）に対して保守的に 20%減の流量とする。

その他の機器条件は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失している点を除き、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である。

- e. 操作条件：高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 20 分後とする。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却は、サプレッション・プール水温度が 100℃に到達する時点である事象発生から約 8.3 時間後とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、常設代替交流電源設備による給電、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱の操作の条件は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である。

高圧原子炉代替注水系を含めて必要な直流電源については、事象発生から 8.5 時間経過するまでに現場において実施する不要な負荷の切

離し、B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)又はSA用115V系蓄電池への切替え等を実施することにより、事象発生から24時間にわたり直流電源を確保する。また、逃がし安全弁の直流電源については、原子炉急速減圧(事象発生から約8.3時間後)を実施する前までにSA用115V系蓄電池への切替えを実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生と同時に主蒸気隔離弁が全閉することにより、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁(逃がし弁機能)の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約8.04MPa[gage]に抑えられる。その後、原子炉隔離時冷却系の起動に失敗するが、高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却によって原子炉水位は維持される。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と比較した場合、手動起動の高圧原子炉代替注水系は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認及び起動操作に時間を要するため、自動起動の原子炉隔離時冷却系よりも起動の開始が遅れ、原子炉水位は原子炉水位低(レベル2)を下回るが、その後の高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却により原子炉水位は回復する。原子炉水位回復後において、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系以外の操作条件は概ね同様であるため、事象進展の過程を通して、解析結果は「全交流動力電源喪失(長期TB)」と概ね同様となる。

以上のことから、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
 - ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響
最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、

解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認を起点とした高圧原子炉代替注水系の手動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却開始時間は事象発生から 20 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 60 分後（解析上の開始時間に対して 40 分の遅れ）に炉心の冷却を開始した場合、炉心が一旦露出して燃料被覆管温度が上昇するものの、その最高温度は約 859℃であり 1,200℃を超えないため、評価項目を満足することに変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオへの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却並びに格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却に必要な水の量は、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」よりも炉心の冷却の開始時間が遅いことから、必要となる水の量も僅かに少なくなり、対応が可能

である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

1-3 全交流動力電源喪失（TBD）

（1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に直流電源が機能を喪失するため、原子炉隔離時冷却系を起動できない。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、代替直流電源を確保し高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、原子炉圧力容器の減圧及び代替注水設備による原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却するとともに、代替交流動力電源による給電を行い、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：高圧原子炉代替注水系により炉心を冷却する。このため、高圧原子炉代替注水系及びSA用115V系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
さらに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却を実施する。このため、SA用115V系蓄電池、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失+直流電源（区分 1、2）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗」を選定する。

これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が直流電源喪失により機能喪失するものとする。

- d. 機器条件：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一である。

- e. 操作条件：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一である。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一であり、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一である。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

- ② 本重要事故シーケンスにおいて、高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却並びに格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却に必要となる水の量は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」よりも炉心の冷却の開始時間が遅いことから、必要となる水の量も僅かに少なくなり、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量について、必要な直流負荷に対して、SA 用 115V 系蓄電池の容量は十分大きいため対応が可能であり、その他の電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

1-4 全交流動力電源喪失（TBP）

（1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に1個の逃がし安全弁が開状態のまま固着する。このため、原子炉隔離時冷却系が起動して炉心が冷却されるが、開固着した逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉圧力が低下する。原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉隔離時冷却系が停止し炉心損傷に至る前に、代替注水設備による原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、230V系蓄電池（RCIC）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-115V系蓄電池、原子炉隔離時冷却系及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

また、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）により原子炉圧力容器を減圧し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却する。このため、SA 用 115V 系蓄電池、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失＋交流電源（DG-A、B）失敗＋圧力バウンダリ健全性（SRV 再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗」を選定する。

これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、1 個の逃がし安全弁が開固着するものとする。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力が 0.74MPa[gage]に低下するまで炉心の冷却を継続するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 91m³/h とする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）5 個（開固着している弁を除く。）を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉注水のみを実施する場合は 70m³/h、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は 30m³/h とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 120m³/h とする。

常設代替交流電源設備による給電を開始した後の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 1,193m³/h）に従うものとし、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル

8) の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に格納容器スプレイを実施する。残留熱除去系（格納容器冷却モード）によるスプレイ流量は設計値である $1,218\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉格納容器内の圧力が、 $13.7\text{kPa}[\text{gage}]$ まで低下した場合は、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）に切り替える。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッション・プール水温度 52°C 、海水温度 30°C において約 9MW とする。

- e. 操作条件：低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 2 時間 20 分後とする。逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で実施する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、常設代替交流電源設備による給電、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱及び直流電源切替えの操作の条件は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 $7.89\text{MPa}[\text{gage}]$ に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持されるが、逃がし安全弁が開固着しているため、事象発生から約 1.4 時間後に原子炉隔離時冷却系が停止する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309°C となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、事象発生から 24 時間 30 分後の残留熱除去系（格納容器冷却モード）、

その後の残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 384kPa[gage]、最高温度は約 151℃に抑えられる。

- c. 事象発生から 24 時間後の常設代替交流電源設備による給電の開始以降、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、残留熱除去系（格納容器冷却モード）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響
最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、速やかに低圧注水手段を準備する手順に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。
- イ. 操作条件の不確かさの影響
逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧操作及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却開始時間は事象開始から 2 時間 20 分後としている。この操作を行う運転員等は、それぞれ他の操作との重複がないことから、他の操作に与える影響はない。
- 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧操作及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作が遅れた場合でも、事象発生から 3 時間 5 分後（操作開始時間の 45 分程度

の遅れ)までに逃がし安全弁(自動減圧機能付き)による減圧操作及び低圧原子炉代替注水系(可搬型)による炉心の冷却を開始できれば、PCTは約805℃となり、1,200℃を超えないため、評価項目を満足することに変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心の冷却並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。低圧原子炉代替注水系(可搬型)による炉心の冷却及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約1,000m³である。これに対して、輪谷貯水槽(西1/西2)に約7,000m³の水を保有しており、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」と同一であり、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(長期TB)」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直流電源を用いた蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBU)」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

替直流電源を用いた蒸気駆動の高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」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直流電源を用いた蒸気駆動の高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」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直流電源を用いた蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却、さらに、これらの事故シーケンスグループに対して計画している低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、常設代替交流電源設備による給電、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

各事故シーケンスグループにおいて、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）又は残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の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（非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機等）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。

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」を4つの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」及び「全交流動力電源喪失（TBP）」に分割し、各事故シーケンスグループにおける対策の有効性を確認したことにより、その対策が事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、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。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重大事故等対策の有効性を確認するための重要事故シーケンスとして、当初は「外部電源喪失＋交流電源（DG-A、B）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗」のみを選定し、他の事故シーケンスは他の事故シーケンスグループにおける評価により包絡されるとしていた。

規制委員会は、機能喪失及び事象進展に関する事故シーケンスグループ間の包含関係を明確化することを求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因及び対策の観点から、4つの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」及び「全交流動力電源喪失（TBP）」を選定するとともに、各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上で有効性評価を実施するとした。

これにより、規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割が適切であることを確認した。

(2) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」及び「全交流動力電源喪失（TBD）」に対する有効性評価

これらの事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系が本体の故障又は直流電源の喪失により機能を喪失する。規制委員会は、この条件下においても炉心損傷を回避するための対策を求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の代替となる高圧原子炉代替注水系を用いて、原子炉隔離時冷却系の機能喪失確認に要する時間、高圧原子炉代替注水系の起動操作に要する時間等を考慮した上で有効性評価を実施した。高圧原子炉代替注水系は、代替直流電源の容量やサプレッション・チェンバのプール水の温度上昇等の影響を考慮しても、少なくとも8時間の運転が可能であり、その間に大量送水車による注水の準備が終了すること、原子炉隔離時冷却系と同様な注水特性であることから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期

TB)」と概ね同様の手順により炉心損傷が回避できることが示された。

これにより、規制委員会は、高圧原子炉代替注水系及び代替直流電源を用いた重大事故等対策の有効性を確認した。

(3) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (TBP)」に対する有効性評価

本事故シーケンスグループでは、原子炉圧力が低下し続けるため蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系又は高圧原子炉代替注水系が短時間で停止するとともに、開固着した逃がし安全弁から冷却材が流出し続ける。このため、申請者は、炉心損傷を防止できないとし、有効性評価ガイドの解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」の適用を除外するとしていた。

規制委員会は、この場合、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられているとは言えないことから、本事故シーケンスグループに対しても解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」を適用した上で、駆動源の異なる注水等、多様な手段による対策を検討するよう求めた。

申請者は、本事故シーケンスグループにおいてこの解析条件を設定し、全交流動力電源喪失環境下における系統の構成等の成立性を考慮した上で、大量送水車による原子炉圧力容器への注水等による対策の有効性を示した。

これにより、規制委員会は、本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策の有効性が示されたことを確認した。

IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」では、崩壊熱除去系のサポート系 (※²⁸) 故障とフロントライン系 (※²⁸) 故障の場合とでは、炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて、両故障についてそれぞれ事故シーケンスを選定する。サポート系故障の事故シーケンスグループとして、「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」を、フロントライン系故障の事故シーケンスグループとして、「崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」を選定し、各事故シーケンスグループについて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

(※²⁸) フロントライン系とは、設計基準事故対処設備のうち、所要の安全機能を直接果たす設備をいい、フロントライン系が機能を果たすのに必要な設備をサポート系という。

1. 申請内容

1-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

（1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、海水を取水する機能を喪失することに伴い最終ヒートシンクへ熱を輸送できなくなるにより、原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却を実施し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）により原子炉圧力容器を減圧した後は、機器冷却に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を実施する。このため、230V系蓄電池（RCIC）、常設代替交流電源設備、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及びタンクローリ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-115V系蓄電池、原子炉隔離時冷却系、サプレッション・チェンバ、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、残留熱除去系（低圧注水モード）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を継続する。その後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、タンクローリ及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）、サプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」を選定する（ここで、過渡事象として給水流量の全喪失を選定し、逃がし安全弁の再閉は成功している。）。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、海水を取水する機能を喪失することにより非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレィ系ディーゼル発電機が機能喪失することから、外部電源の喪失を重畳させることで全交流動力電源喪失となり、常設代替交流電源設備による重大事故等対処設備への給電が必要になることなど、要員及び資源等の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル 2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル 3））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。
- d. 機器条件：原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（低压注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 1,193m³/h）に従うものとする。原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッション・プール水温 100℃、海水温度 30℃において、事象発生後 8 時間から 24 時間において約 16MW、事象発生後 24 時間以降において約 11MW とする。
- e. 操作条件：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び残留熱除去系（低压注水モード）による炉心の冷却の開始時間は、サブプレッション・プール水温度が 100℃に到達する事象発生から 8 時間後とする。原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系

(サブプレッション・プール水冷却モード) の開始時間は、原子炉補機代替冷却系起動後の事象発生から 8 時間後とする。残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水は、原子炉水位が原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 海水を取水する機能を喪失することに伴い、従属的に、残留熱除去系の除熱の機能、非常用炉心冷却系の機能、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却するとともに、逃がし安全弁(逃がし弁機能)の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 7.89MPa[gage]に抑えられる。

事象発生から 8 時間後、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の手動操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心の冷却を維持することによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 8 時間後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 132kPa[gage]、最高温度は約 117℃に抑えられる。
- c. 逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の開維持及び残留熱除去系(低圧注水モード)による炉心の冷却の継続並びに原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、減圧後速やかに残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却に移行する手順に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することにわりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉補機代替冷却系の運転開始時間は、事象発生の8時間後としており、原子炉補機代替冷却系の準備の想定時間とほぼ同等である。

原子炉補機代替冷却系の操作開始が遅れる場合においても、格納容器代替スプレイの実施基準である 384kPa[gage]に至る時間は、同様の事象進展となる「IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失（長期 TB）」において事象発生から約19時間後であり、約11時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナシスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナシスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、31名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナシスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、原子炉補機代替冷却系用の大型送水ポンプ車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約53m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約413m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730 m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

1-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

(1) 事故シナシスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シナシスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」（以下本節において「本事故シナシスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シナシスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により原子炉格納容器からの除熱

機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却を実施し、原子炉圧力容器を減圧した後は、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続する。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、原子炉隔離時冷却系及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。本事故シーケンスグループでは、残留熱除去系が機能喪失していることから、格納容器フィルタベント系を用いる。このため、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。なお、格納容器フィルタベント系には、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側の2経路がある。

（2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」を選定する。選定の理由は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」と同一である。
- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」と同一である。
- c. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、外部電源がない場合には常設代替交流電源設備の起動が必要となることから、要員、資

源等の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル 2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル 3））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は設計値である $91\text{m}^3/\text{h}$ とする。低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた低圧原子炉代替注水ポンプの注水特性（設計値として最大 $250\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して $120\text{m}^3/\text{h}$ とする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器隔離弁（第 1 弁）を全開として、原子炉格納容器内の圧力が $427\text{kPa}[\text{gage}]$ において、 $9.8\text{kg}/\text{s}$ とする。
- e. 操作条件：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧操作は、サプレッション・プール水温が 100°C に到達する事象発生から 8 時間後に実施する。原子炉隔離時冷却系による原子炉水位の回復後は、原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）に維持する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、 $384\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m （真空破壊装置下端－ 0.45m ）に到達後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止し、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量が全喪失した後、原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。また、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 $7.89\text{MPa}[\text{gage}]$ に抑えられる。
原子炉水位が回復し、事象発生から 8 時間後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）により原子炉圧力容器を減圧し、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続する。これらにより、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309°C となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入す

ることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却し、事象発生から約 30 時間後、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これらにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 384kPa[gage]及び約 153°Cに抑えられる。

- c. 格納容器フィルタベント系の使用時の敷地境界での実効線量は、格納容器ベントをより早期に実施する事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」での評価結果（格納容器フィルタベント系によるベント時：約 1.7×10^{-2} mSv）以下であり、5mSv を下回る。
- d. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却の継続並びに格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
SAFER の不確かさの影響については、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」と同一である。MAAP の不確かさの影響についても、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
 - ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響
最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変

わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位+1.3m（真空破壊装置下端-0.45m）に到達した時（事象発生から約30時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、90分程度操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の853kPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約35時間後以降であり、約5時間の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、28名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却については、サプレッション・プール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。低圧原子炉代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却に必要となる水は、7日間の対応を考慮すると、約3,600m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³、合計約7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に

必要となる軽油量は約 8m³ であり、合計約 1,072m³ 必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、ガスタービン発電機用軽油タンクに約 450m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³ の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」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原子炉隔離時冷却系等による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等、また、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」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原子炉隔離時冷却系等による炉心の冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」において、原子炉隔離時冷却系による炉心の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、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、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（残留熱除去系等）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。

また、原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」における対策の有

効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」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。

IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、主蒸気隔離弁の誤閉止、負荷の喪失等の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た場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：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、原子炉出力を低下させることができないことから、原子炉圧力容器内の圧力が上昇することにより逃がし安全弁からの水蒸気の流出が継続することで、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を低下させた後、原子炉水位を維持することにより炉心の冷却を維持し、原子炉を停止する必要がある。
- ③ 初期の対策：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を低下させる。その後、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を維持し、ほう酸水注入系により原子炉を未臨界にする。なお、原子炉圧力容器内の圧力上昇は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて抑制する。また、自動減圧系の起動阻止スイッチの操作及び代替自動減圧機能の起動阻止スイッチの操作により自動減圧を阻止し、減圧に伴う原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加による原子炉出力の急上昇を防止する。このため、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入系、逃がし安全弁（逃がし弁機能）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレ

イ系及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を行う。このため、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋原子炉停止失敗」を選定する（ここで、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止を選定している。）。これは、出力上昇の評価の観点では、主蒸気隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じることから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。
- b. 解析コード：炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、沸騰・ボイド率変化、原子炉圧力容器における冷却材流量変化等を取り扱うことができる REDY を用いる。さらに、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等を取り扱うことができる SCAT を用いる。なお、同コードでは、リウエット現象の効果を考慮して評価する場合、日本原子力学会標準で公開された相関式を用いる。
- c. 初期条件：炉心の状態は、9×9 燃料（A 型）及び MOX 燃料を装荷した平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べて動的ボイド係数の絶対値が大きいことから、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加の観点で厳しい設定となる。
- d. 事故条件：原子炉スクラムが失敗すること、手動での原子炉スクラムは実施できないこと及び代替制御棒挿入機能は作動しないこととする。

外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に復水・給水系及び再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから、PCT、原子炉格納容器内の圧力及びサブプレッション・プール水温の上昇の観点で厳しい設定となる。

- e. 機器条件：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉圧力高（7.41MPa[gage]）又は原子炉水位低（レベル 2）で再循環ポンプが全台トリップするものとする。また、再循環ポンプが 1 台以上トリップすることで、運転点（原子炉出力-炉心流量）が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものとする。逃がし安全弁（逃がし弁機能）の自動作動により原子炉圧力容器内の圧力上昇を抑制するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。高圧炉心スプレイ系は原子炉水位低（レベル 1H）又は格納容器圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 1,050m³/h）に従うものとする。原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、設計値である 91m³/h とする。
- f. 操作条件：運転員による自動減圧系及び代替自動減圧機能の起動阻止スイッチの操作は、原子炉停止機能喪失の確認及び操作に要する時間を考慮して、事象発生から 5 分後に実施するものとする。ほう酸水注入系によるほう酸水の注入開始時間は、原子炉スクラム失敗の確認から 10 分後とする。
- 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始時間は、サプレッション・プール水温が 49°C に到達してから、10 分後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 0 秒から約 30 秒の期間
- 主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗し、原子炉圧力上昇によるボイド率の減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管温度は急激に上昇する。約 2.5 秒後に ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により再循環ポンプ全台がトリップし、炉心流量が低下することにより一時的にボイド率が増加して中性子束が低下し、燃料被覆管温度が低下する。以上により、中性子束は最高 948% まで上昇するが、PCT は約 818°C に抑えられ、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により約 8.98MPa[gage] に抑えられる。ま

た、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの約 1%以下である。

b. 約 30 秒から約 11 分の期間

主蒸気隔離弁の閉止により主蒸気が遮断され、給水加熱が喪失し、炉心冷却材温度が低下する。このため、正の反応度が印加されることにより中性子束が徐々に上昇する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じると、燃料被覆管温度が急激に上昇するが、PCT は約 598°C に抑えられる。その後、復水器ホットウエルの水位低下により電動機駆動給水ポンプがトリップするため原子炉水位が低下し、炉心流量及び中性子束が低下する。中性子束の低下に伴い蒸気発生量が低下する過程において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の開閉により一時的に原子炉圧力の変動が大きくなることで、中性子束も変動するが、PCT は約 598°C に抑えられ、再度、大きな上昇に転ずることはない。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却は維持される。

c. 約 11.6 分以降

事象発生から 11.6 分後、ほう酸水注入系を中央制御室より手動にて操作する。中性子束は徐々に低下して、原子炉は未臨界状態に至る。また、同時に残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を中央制御室より手動にて操作する。原子炉格納容器内の圧力及びサプレッション・プール水温は、それぞれ約 167kPa[gage]、約 110°C に抑えられる。

d. ほう酸水注入系による未臨界の維持、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の継続、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.、b. 及び c. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

REDY では、ATWS 時の中性子動特性挙動は一点近似動特性モデルを用いて評価され、その不確かさは、反応度フィードバック効果の不確かさにおいて考慮している。反応度フィードバック効果の不確かさは、

REDY の入力値である動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の影響も受けるため、「b. 解析条件の不確かさの影響」に記載する。

SCAT では、燃料表面熱伝達等を概ね保守的に評価する相関式を採用しているため、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。

また、REDY 及び SCAT とともに、事象進展中の炉心の出力分布変化を取り扱うことができないが、保守的に中央がピークとなる軸方向出力分布を代表的に与えることにより、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。いずれも、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

動的ボイド係数には、平衡サイクル末期の値を 1.25×1.02 倍した値が一律に設定され、動的ドップラ係数には、平衡サイクル末期の値を 0.9×0.99 倍した値が一律に設定されている。事象進展中の動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の変動範囲における感度解析により、プラント挙動への影響が小さいこと及び PCT 評価値の上昇幅も数°C程度であることが確認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。

イ. 操作条件の不確かさの影響

自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作に関する解析上の開始時間は、原子炉停止機能喪失の確認及び操作に要する時間等を考慮して事象発生から約 5 分後と設定しており、本操作が中央制御室制御盤スイッチの簡易な操作であること等を考慮すると、実際の操作開始時間とほぼ同等である。自動起動阻止操作が行われず自動減圧系が作動した場合でも、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水が始まる原子炉圧力に減圧されるまでに約 130 秒間はあることから、運転員 1 名が中央制御室から開状態の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動により閉止し、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を防止するには、時間余裕がある。

ほう酸水注入系運転操作の開始時間については、事象発生から 11.6 分後としているが、実際の操作は原子炉スクラムの失敗を確認次第、再循環ポンプの停止確認並びに自動減圧系及び代替自動

減圧機能の起動阻止スイッチの手動操作後に速やかに実施する手順となっており、実際の操作は早まることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度は解析結果よりも低くなる可能性があり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

c. 感度解析による影響評価

定格出力時における炉心流量が小さい場合には、相対的にボイド率が高く、主蒸気隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力上昇時に印加される正のボイド反応度は大きくなり、事象進展に影響を与えるため、定格出力時における炉心流量について感度解析を実施した。炉心流量を最確条件のうち最小(定格炉心流量の85%)とした場合、PCTは約820℃、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約9.04MPa[gage]となるが、評価項目を満足することには変わりはない。

PCT及び燃料被覆管の酸化量の評価においては、燃料被覆管表面で沸騰遷移(ドライアウト)が生じた際にリウエット現象を考慮しているが、炉心流量を最確条件のうち最小(定格炉心流量の85%)とし、かつ、リウエット現象を考慮しない場合でも、PCTは約1,155℃及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの5%以下となり、評価項目を満足することには変わりはない。

d. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、11名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

外部電源の喪失を仮定した場合には、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は、約8m³であり、合計約708m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の維持、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等が事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象＋原子炉停止失敗」において、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（原子炉停止機能）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。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下等により炉心損傷を回避した後、ほう酸注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象＋原子炉停止失敗」における対策の有

効性を確認したことにより、その対策が本事故シークエンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シークエンスグループ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。

IV-1. 2. 1. 6 LOCA 時注水機能喪失

事故シークエンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」（以下本節において「本事故シークエンスグループ」という。）では、中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シークエンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シークエンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シークエンスグループの特徴：中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、常設代替交流電源設備、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。本重要事故シークエンスにおいては、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失して

いることから、格納容器フィルタベント系を用いる。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、常設代替交流電源設備、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を選定する（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、原子炉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。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：破断面積は、約 3.1cm^2 とする。これは、破断を想定する配管に対して、低圧原子炉代替注水系（常設）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行う範囲として設定したものである。

破断位置は、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である再循環配管（出口ノズル）（配管断面積：約 0.16m^2 ）とする。この破断位置においては、大きな水頭がかかるとともに液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出流量が大きくなることから、炉心の冷却の観点で厳しい設定となる。

また、外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル 2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル 3））までは原子炉出力が高く維

持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。

- d. 機器条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた低圧原子炉代替注水ポンプの注水特性（設計値として最大 250m³/h）に従うものとし、水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 120m³/h とする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器隔離弁（第 1 弁）を全開として、原子炉格納容器圧力が 427kPa[gage] において、9.8kg/s とする。
- e. 操作条件：原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間等を考慮し、事象発生から 30 分後とする。
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、384kPa[gage] に到達した場合に実施する。サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止し、その 10 分後に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。
- f. 敷地境界の実効線量評価の条件：格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界の実効線量評価では、冷却材中の FP は運転上許容される最大濃度で存在するとし、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの FP の放出量は過去の実測値に基づき余裕を考慮して設定するなど、保守的な設計基準事故時の評価手法を用いる。また、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による無機よう素に対する除染係数は 5、格納容器フィルタベント系による有機よう素の除染係数は 50、無機よう素の除染係数は 100 とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、外部電源喪失による原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル 2）による主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.89MPa[gage] に抑えられる。

また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却により、PCT は約 779°C に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 27 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 384kPa [gage]、最高温度は約 153°C に抑えられる。
- c. 格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界での実効線量は約 1.7×10^{-2} mSv となり 5mSv を下回る。
- d. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却の継続並びに格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C 程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現すること

が確認されている。したがって、MAAP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小さい。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAPの不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断面積の大きさにより原子炉圧力容器からの原子炉冷却材の流出量の変動し、初期の原子炉水位低下挙動に影響を与えるが、破断面積が設定値より小さければ運転員等の操作時間の余裕は大きくなる。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から30分後としているが、この時間は低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定されている。低圧原子炉代替注水系（常設）の準備操作は、保守性を考慮して設定されていることから、実際の準備時間は早まる。この場合、減圧操作も早まることから、炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から35分後（解析上の開始時間に対して5分遅れ）までに低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCTは約842℃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。

また、この場合でも燃料被覆管の破裂は発生せず、格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、②

c. と同等となり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達（事象発生から約 27 時間後）した場合に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 90 分操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 853kPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「IV－1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約 35 時間後以降であり、約 8 時間の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、28 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,400m³ である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約 740m³、輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³、合計約 7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352m³、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 700m³、大量送水車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³ であり、合計約 1,072m³ 必要である。これに対し

て、ガスタービン発電機用軽油タンクに約 450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対応設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」において炉心の損傷を回避するための低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等を行い、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱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、また、周辺の公衆に対して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。

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（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）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。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループ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。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 中小 LOCA 時の破断の考え方

規制委員会は、重要事故シーケンス「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」において、申請者が設定した破断に関する解析条件の妥当性について説明を求めた。

申請者は、低圧原子炉代替注水系（常設）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行うとの観点から、燃料被覆管の破裂を回避できる範囲（※²⁹）を考慮し、破断面積及び破断位置を設定していることを示した。

具体的には、事故条件において原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である配管における破断（破断面積約 3.1cm²（※³⁰））を解析における事故条件として選定し、また、破断面積の不確かさを考慮し約 4.2cm²の破断まで燃料被覆管の破裂の回避が可能であることを示した。

加えて、本重要事故シーケンスにおいて、破断面積約 3.1cm²及び約 4.2cm²の事象進展の比較により、これらに大きな差は生じず（※³¹）、中破断 LOCA の破断面積の設定による影響が小さいことを示し、破断面積約 3.1cm²が本重要事故シーケンスの特徴を代表できることを示した。

これにより、規制委員会は、破断に関する解析条件が妥当であるものと判断した。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「IV－1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

(※²⁹) 燃料被覆管の破裂が生じた場合、敷地境界での実効線量の目安（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を満足できなくなる可能性がある。

(※³⁰) 液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きく、気相部配管（主蒸気配管）における破断面積約 120cm²に相当する。

(※³¹) 破断面積約 3.1cm²の場合では、事象発生から約 30 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 779℃となり、破断面積約 4.2cm²の場合では、事象発生から約 30 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 817℃となる。PCT に差は生じるものの、事象進展に有意な差は生じず、評価項目を満足することに変わりはない。

IV-1.2.1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の破断の発生後、破断箇所との隔離に失敗した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

（1）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、炉心の冷却を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを抑制する必要がある。さらに、破断箇所との隔離を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを停止する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により、炉心の冷却を維持する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）、サブプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。その後、漏えいする水の温度を低下させるため残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行い、環境改善後に破断箇所との隔離を行う。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び残留熱除去系注水弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を継続する。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「インターフェイスシステム LOCA」を選定する。これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。
- c. 事故条件：原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の隔離弁の故障等により、開閉試験中にインターフェイスシステム LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材の漏えい箇所は、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管とする。これは、隔離弁が2弁となる系統（※³²）であって、開閉試験を実施する系統のうち、インターフェイスシステム LOCA の発生する可能性が最も高い系統であることから漏えいが発生する系統として想定する。破断面積は、熱交換器フランジ部について、保守的にガスケットに期待しない場合にフランジ部に生じる間隙の面積として 16cm²、残留熱除去系の低圧設計部である計器の破断面積として保守的に 1cm²とする。

外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル3））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 91m³/h とする。高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル1H）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は原子炉圧力に応じた高圧炉心スプレイ・ポンプの注水特性（設計値として最大 1,050m³/h）に従うものとする。

(※³²) 具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系注入ラインが挙げられている。これらの系統のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は低圧設計配管まで2弁であるものの、運転中の開閉試験は行われない。

原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。

- e. 操作条件：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作は、インターフェイスシステム LOCA の発生確認、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離操作及び隔離操作の失敗判断の時間を考慮し、事象発生から 30 分後に開始するものとする。中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離は失敗することとし、破断箇所隔離操作は、原子炉冷却材漏えいにより温度が上昇した原子炉建物原子炉棟内のアクセスルート及び現場操作場所が作業可能な温度に低下するまでの時間を考慮して、事象発生から 9 時間後に開始するものとし、現場操作場所への移動時間と現場での隔離操作時間の合計約 40 分を考慮し、事象発生から 10 時間後に終了するものとする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

- a. 残留熱除去系の破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放するとともに、原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により、炉心の冷却は維持される。また、炉心の冷却を継続しつつ、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）により原子炉圧力容器を減圧することで、破断箇所からの原子炉冷却材の漏えいが抑制される。これらにより、PCT は事象発生前の値である約 309℃を上回ることがなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 7.89MPa[gage]に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。
- b. 現場における弁操作により残留熱除去系の破断箇所の隔離を行うことで、残留熱除去系からの漏えいが停止する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動による原子炉格納容器内への水蒸気の流入により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、原子炉格納容器の限界圧力及び温度を下回る。
- c. 健全側の残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を行い、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水は概ね維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧操作開始は事象発生から 30 分後としている。原子炉圧力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却が維持されるため、操作開始時間が変動したとしても、評価項目を満足することに変わりはない。破断箇所の隔離操作は事象発生から 10 時間後に終了しているが、隔離の有無にかかわらず、高圧炉心スプレイ系により、炉心の冠水が維持されることから、操作時間には余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、10名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却については、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環しており、インターフェイスシステム LOCA 発生後の隔離までの流出量は600m³であるが、サブプレッション・チェンバに約2,800m³の水を保有していることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約708m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」において、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系による炉心の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（残留熱除去系1系統）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。

また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧及び運転員の破断箇所隔離により

炉心の損傷を回避するとともに、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「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」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループ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。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) インターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境

申請者は、インターフェイスシステム LOCA の漏えい箇所の隔離は、中央制御室での遠隔操作が失敗することを想定して、インターフェイスシステム LOCA の発生箇所とは異なる区画にて現場における隔離操作を行うとした。しかし、その現場操作の成立性について十分な説明がなされなかった。

このため、規制委員会は、その成立性を詳細に示すよう求めた。申請者は、発生し得るインターフェイスシステム LOCA 時における隔離操作を行う現場環境を評価した結果、事象発生から約 9 時間後のアクセスルート及び隔離操作場所の雰囲気温度の最大値は約 44℃、空間線量率の最大値は約 1.3mSv/h であり、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を着用することにより確実に現場作業が成立することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA における漏えい箇所の現場での隔離操作に成立性があるものと判断した。

(2) インターフェイスシステム LOCA の確認

申請者は当初、インターフェイスシステム LOCA 発生の確認の実現性について明確にしていなかった。

このため、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の確認の実現性を示すよう求めた。申請者は、インターフェイスシステム LOCA の発生を原子

炉水位、原子炉圧力、格納容器内圧力（ドライウエル）、ドライウエル雰囲気温度及び系統のポンプ吐出圧力により確認することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の発生の確認が可能であることを判断した。

IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

第37条第2項は、発電用原子炉施設について、重大事故が発生した場合において、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を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないことを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(i)の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。

- (a) 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。
- (b) 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。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※³³）。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること（ドライ条件に換算して水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること）。
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

(※³³) 有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」としている。

上記の評価項目(a)及び(b)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としている。

申請者は、上記の評価項目(a)及び(b)について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する圧力(以下「限界圧力」という。)及び温度(以下「限界温度」という。)として最高使用圧力の2倍(2Pd)及び200℃を定めている。その根拠として、原子炉格納容器本体及び実機条件下でリークパスとなる可能性が考えられるドライウェル主フランジ、エアロック、配管貫通部等を対象として、設計・建設規格に基づく評価結果、評価対象機器を模擬した試験体による実測値及び有限要素法による解析結果を示した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。

IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」(以下本節において「本格納容器破損モード」という。)では、雰囲気圧力及び温度による静的負荷の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。対策の一部である原子炉格納容器からの除熱のための手段として、代替循環冷却系を使用する場合と、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の2通りの対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(a)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。」、「(b)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。」、「(c)放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」及び「(g)可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。ただし、評価項目(g)に関しては、可燃性ガスの燃焼が生じた場合においても(a)の要件を満足するかは「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において確認した。

本格納容器破損モードにおいては、原子炉圧力容器の破損が回避される場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。なお、原子炉圧力容器

が破損する場合についての格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

1. 申請内容

1-1 代替循環冷却系を使用する場合

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の熱により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力又は最高使用温度に到達し、その後、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力の上昇を抑制する観点及び原子炉格納容器雰囲気の高熱を防止する観点から、炉心へ注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱代替除去系（※³⁴）による原子炉格納容器からの除熱及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施する。このため、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置、常設代替交流電源設備及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機用燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

(※³⁴) 申請者は、代替循環冷却系の名称を「残留熱代替除去系」としている。

- a. 評価事故シーケンス：「冷却材喪失（大破断 LOCA）＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定する。

これは、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇並びに時間余裕の観点から、原子炉格納容器への冷却材流出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、高圧注水機能、低圧注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは、過圧・過温破損に対しては「LOCA」であり、対応時間などを厳しく評価する観点から、LOCA と全交流動力電源喪失との重畳を考慮する。さらに、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、サブプレッション・チェンバのプール水冷却等の現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：起因事象として大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉圧力容器内の保有水量並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度を厳しく評価するため、破断箇所は再循環配管（出口ノズル）とする。安全機能の喪失に対する仮定として、非常用炉心冷却系の機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失との重畳を考慮する。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度の評価においては、炉心損傷時のジルコニウム－水反応による水素発生及び化学反応熱を考慮する。
- d. 機器条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた低圧原子炉代替注水ポンプの注水特性（設計値として最大 250m³/h）に従うものとし、水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。残留熱代替除去系による循環流量は、原子炉格納容器からの除熱に必要な量を考慮して 150m³/h とする。可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入量は、原子炉格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な量を考慮して 100Nm³/h（窒素 99.9Nm³/h 及び酸素 0.1Nm³/h）とする。
- e. 操作条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作を考慮し、事象発生から 30 分後とする。残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機

代替冷却系の準備時間を考慮し、事象発生から 10 時間後とする。残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器からの除熱の開始に伴い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を停止する。可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入は、可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮し、事象発生から 12 時間後とする。

- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の 100% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建物を經由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部等における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。また、非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟内の負圧が達成されるまでの 70 分間は、原子炉建物に漏えいした全量が大気に放出されるものとする。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 5 分後に PCT が約 727°C に到達するが、常設代替交流電源設備からの給電により、事象発生から 30 分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことで、原子炉水位が回復し、炉心は再冠水するため、原子炉圧力容器は破損しない。
- b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から 10 時間後）により、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され、低下傾向に転じ

る。その後、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給（事象発生から 12 時間後）により原子炉格納容器圧力は一時的に上昇に転じるが、原子炉格納容器の最高圧力は約 370kPa[gage]、最高温度は約 181℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は安定して推移し、安定状態となっている。

- c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 1%以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。
- d. 原子炉格納容器から原子炉建物へ漏えいし、環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 1.1TBq であり、100TBq を下回っている。上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること及び上記 c. より、評価項目 (g) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP の原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

燃焼度は、解析条件の 33GWd/t に対して最確条件では約 30GWd/t である。このため、実際の崩壊熱は小さくなり原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇は遅くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

常設代替交流電源設備からの受電後の低圧原子炉代替注水系

(常設)による炉心の冷却開始時間は、事象発生から30分後としており、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間は早まり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。常設代替交流電源設備からの受電開始時間が遅れた場合、低圧原子炉代替注水系(常設)の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から60分(解析上の開始時間に対して30分遅れ)までに原子炉圧力容器への注水を開始した場合、原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはない。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から10時間後であるが、本操作が遅れ、原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達し、格納容器代替スプレイによる原子炉格納容器の圧力制御を開始した後、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m(真空破壊装置下端-0.45m)に到達するまで(事象発生から約32時間後)には十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は31名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約500m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽(西1/西2)に約7,000m³、合計約7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約53m³、可搬式窒素供給装置を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約433m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

1-2 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ② 対策の考え方：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ③ 初期の対策：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、格納容器フィルタベント系（※³⁵）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

(※³⁵) 申請者は、格納容器圧力逃がし装置の名称を「格納容器フィルタベント系」としている。

- a. 評価事故シーケンス：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- b. 解析コード：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- c. 事故条件：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- d. 機器条件：低圧原子炉代替注水系（常設）に係る機器条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇の抑制に必要な量を考慮して $120\text{m}^3/\text{h}$ とする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器隔離弁（第 1 弁）を全開として、原子炉格納容器内の圧力が $427\text{kPa}[\text{gage}]$ において、 9.8kg/s とする。
- e. 操作条件：低圧原子炉代替注水系（常設）に係る操作条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が $640\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に開始し、 $588\text{kPa}[\text{gage}]$ に低下した場合又はサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m （真空破壊装置下端－ 0.45m ）に到達した場合に停止する。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m （真空破壊装置下端－ 0.45m ）到達から 10 分後に実施する。なお、中央制御室からの弁の開操作に失敗した場合でも、原子炉格納容器内の圧力が $853\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達する前に現場において弁の開操作を実施することができる。

- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生までの運転時間、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率、原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数、非常用ガス処理系を考慮した原子炉建物から大気への放出等の条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建物を經由して環境に放出されるとともに、格納容器フィルタベント系によるベントにより原子炉格納容器から環境に放出されるものとする。格納容器フィルタベント系の粒子状放射性物質に対する除染係数は $1,000$ とする。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 5 分後に PCT が約 727°C に到達するが、常設代替交流電源設備による給電により、事象発生から 30 分後に低圧原子

炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し、炉心は再冠水するため、原子炉圧力容器は破損しない。

- b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 32 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 659kPa[gage]、最高温度は約 181°Cに抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は低下傾向となることから、安定状態となる。
- c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 2%以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。
- d. 原子炉格納容器から原子炉建物へ漏えいし、環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 1.4TBq である。これに加え、格納容器フィルタベント系を経由して原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、サプレッション・チェンバ側からベントした場合は 7 日間で約 2.1×10^{-3} TBq、ドライウェル側からベントした場合は 7 日間で約 3.4TBq となる。原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で最大約 4.8TBq であり、100TBq を下回っている。

上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること及び上記 c. より、評価項目 (g) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
MAAP については、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。
- b. 解析条件の不確かさの影響
 - ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響
代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

イ. 操作条件の不確かさの影響

常設代替交流電源設備からの受電後の低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却開始時間等に係る操作条件の不確かさの影響は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約 32 時間後であり、準備時間が確保できることから十分な時間余裕がある。また、この操作が遅れた場合でも、原子炉格納容器の限界圧力の 853kPa[gage]に至る時間は、事象発生から約 35 時間後以降であり、約 3 時間の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は 31 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,200m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約 740m³、輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³、合計約 7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352m³、大量送水車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12m³、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 53m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³であり、合計約 425m³ 必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約 450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³の軽油を備蓄しており、

対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードに対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、格納容器フィルタベント系を使用する場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、格納容器フィルタベント系を使用する場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)、(c)及び(g)を満足している。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ても、評価項目(a)、(b)、(c)及び(g)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（残留熱除去系等）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格納容器破損防止対策となり得る。また、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 格納容器ベントの判断基準（サプレッション・プールの水位）の見直し

申請者は、格納容器ベントの判断基準として、ウェットウェルベントラインが水没しない外部注水総量 4,000^m3 到達時（サプレッション・プール水位が通常水位＋約 2.4m）としていた。この注水量では、真空破壊装置が水没し、ベント管に水位が形成されるが、これは一時的なものであることから、弾性設計用地震動と組み合わせないとしていた。

これに対し、規制委員会は、重大事故の事象進展の不確かさを踏まえ、弾性設計用地震動との荷重の組み合わせの考え方を詳細に説明するよう求めた。

申請者は、重大事故の事象進展の不確かさを踏まえ、ベント管に水位が形成された状態で弾性設計用地震動との荷重を組み合わせした場合、ベント管のヘッド接続部に発生する応力が、許容応力を超えることが判明したことから、格納容器ベントの実施判断基準をサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）到達時に下げる方針を示した。

これにより、規制委員会は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施判断基準が、重大事故の事象進展の不確かさを踏まえ、弾性設計用地震動との荷重の組み合わせを適切に考慮したものであることを確認した。

(2) 原子炉圧力容器が破損する場合の評価

申請者は、MAAP を用いた解析の結果に基づき、本評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」においては事象発生から 30 分後に原子炉圧力容器への注水を開始することで原子炉圧力容器の破損を回避できるとし、原子炉圧力容器が破損する場合の評価は不要としていた。

これに対し、規制委員会は、炉心損傷後の事故進展挙動の解析は現時点における最新の知見をもってしても不確かさが大きく、原子炉圧力容器の破損の有無という大きな事象分岐をその解析結果を根拠に決定論的に判断すべきではないとの観点から、原子炉圧力容器が破損する場合についても評価を求めた。

申請者は、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止対策の有効性を評価する「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（※³⁶）の解析結果により、原

(※³⁶) 申請者は、原子炉圧力容器が破損する場合の解析条件を「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にまとめている。

原子炉圧力容器が破損する場合に対する格納容器過圧・過温破損の防止対策の有効性を確認できることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器が破損に至る場合の格納容器過圧・過温破損防止対策の有効性についても、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」により確認した。（「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」を参照）

（3）Cs-137 の放出量評価におけるベント経路の影響

申請者は、Cs-137 の放出量評価において、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントをサブプレッション・チェンバ側から実施した場合の放出量をもって最大放出量としていた。

これに対し、規制委員会は、格納容器フィルタベント系の実施手順にドライウェル側からベントを行う場合も含まれることから、ベント時にサブプレッション・プール水でのスクラビングに期待できないドライウェル側からのベントについても放出量の評価を求め、さらに、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建物を經由して環境に放出される量についても考慮した評価を求めた。

申請者は、ドライウェル側からベントした場合の放出量を評価するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用い、さらに、評価を厳しくするために原子炉建物内での沈着等による放射性物質除去効果を考慮しないものとして、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建物を經由して環境に放出される Cs-137 の量を評価し、それらの合計が 100TBq より十分低いことを示した。

これにより、規制委員会は、本評価事故シーケンスにおける Cs-137 の放出量が、残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系のいずれを使用した場合においても、100TBq を下回ることを確認した。

IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷する観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

なお、原子炉圧力容器の破損後については、「IV-1.2.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、熔融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気は直接加熱されることで、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：高圧熔融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに原子炉圧力容器の減圧を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前までに逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧を実施する。また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、常設代替交流電源設備、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」を選定する。これは、PRAの手法により抽出されたシーケンスであり、時間余裕の観点から、事象進展が早く炉心損傷までの経過時間がより短くなるような過渡事象（給水流量の全喪失）を起因事象とし、原子炉圧力容器の破損時における原子炉圧力の厳しさの観点から、原子炉

圧力容器内が高圧で維持される状態を想定することで、より厳しい事故シーケンスであることから選定している。

なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためには、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させる必要がある。そのため、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないものと仮定することで、事象を炉心損傷に進展させ、さらに、原子炉圧力容器の破損に進展させるものとする。

「IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させるために、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないと仮定した場合、事象進展及び運転員等の操作時間は本評価事故シーケンスと同じとなる。

- b. 解析コード：逃がし安全弁からの冷却材流出（臨界流・差圧流）、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損等の現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

高圧注水機能及び低圧注水機能が全て喪失するとし、これに伴い、自動減圧系は作動しないものとする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水にも期待しないものとする。

さらに対応時間などを厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。原子炉圧力を厳しく評価するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ、逃がし安全弁等については破損や漏えい等は考慮しない。

- d. 機器条件：原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個を使用し、1個当たりの容量は設計値とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量は、120m³/hとする。その他は、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。
- e. 操作条件：原子炉圧力容器の減圧操作は、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した場合に実施し、減圧操作後は、原子炉圧力容器破損時まで、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開状態に維持する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合に開始する。その他は、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 原子炉圧力容器への注水ができないことから、原子炉水位は急速に低下して炉心が露出し、事象発生から約 1.1 時間後に炉心損傷に至る。事象発生から約 1.0 時間後に、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧を実施することから、原子炉圧力容器破損の時点（事象発生から約 5.4 時間後）の圧力は約 0.1MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]以下に抑えられる。
- b. 原子炉圧力容器破損後の事象進展解析結果は、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(d)を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP による原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFER による評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）ため、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始時間への影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響も小さい。

炉心ヒートアップ、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達及び原子炉圧力容器破損に係る不確かさがある。これらについては、感度解析を実施しており（※³⁷）、いずれのケースにおいても、原子炉圧力への影響が小さいことが確認されており、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはない。

- b. 解析条件の不確かさの影響

- a. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなるこ

（※³⁷）「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」2.（4）MAAP を参照。

とから、操作開始までの時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉压力容器の破損も遅くなるため、原子炉压力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉压力容器の破損までに減圧操作を完了する必要があるが、操作時間は 10 分であり、事象発生から約 1.0 時間後の原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達時に開始することから、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉压力容器の破損まで十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードに対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉压力容器の減圧等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH 発生」において、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉压力容器の減圧を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(d)を満足している。

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ても、評価項目(d)を概ね満足することには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（非常用炉心冷却系等）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格納容器破損防止対策となり得る。

また、原子炉压力容器の減圧により、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」

に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 逃がし安全弁の開保持機能の維持

申請者は、本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器が破損するまで（事象発生から約 5.4 時間後）、逃がし安全弁の開保持により過熱蒸気の流出を継続するとしていた。

規制委員会は、過熱蒸気が長時間にわたり逃がし安全弁を通過しても、開保持機能が維持されることの確実性について説明を求めた。

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の本体部と補助作動装置の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した。さらに、原子炉圧力容器の減圧を継続している状況で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により逃がし安全弁の温度上昇を抑制する手順とすることで、減圧中の開保持をより確実にする方針であることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器を減圧する過程において、過熱蒸気が逃がし安全弁を通過しても、開保持機能の信頼性は高いことを確認した。

(2) 原子炉圧力容器への注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方

申請者は、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個を用いて、原子炉圧力容器の減圧を実施するとしていた。

規制委員会は、事象進展への影響を踏まえて減圧開始の条件の考え方を説明するように求めた。

申請者は、減圧開始のタイミングについては、原子炉压力容器内の保有水により燃料を冷却する効果を期待するために原子炉減圧を遅らせること及びジルコニウム-水反応による水素発生量を抑制する観点から、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点が妥当であることを示した。また、開放する逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の数が1個の場合は水素発生量が大きくなること、他方で弁の個数を多くするほど、原子炉压力容器内の蒸気流量が大きくなり、燃料被覆管に対する負荷が増加することから、開放する弁数を2個とすることが妥当であることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉減圧の考え方が妥当であることを確認した。

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）により生じる一時的な圧力の急上昇の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(e) 急速な原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

1. 申請内容

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉压力容器外のFCIには、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧力スパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生

の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。本格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉压力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。

- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、溶融炉心と冷却水との接触による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉压力容器破損前の対策は「IV-1. 2. 2. 2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉压力容器の減圧開始後は「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。初期の対策のうち本格納容器破損モードに対するものは、圧力スパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できる水位として、原子炉压力容器破損前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による逃がし安全弁の温度上昇の抑制の結果として形成され、また溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果も有するペDESTALの水位を2.4mに設定することである。このため、ペDESTAL水位計（※³⁸）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- ④ 安定状態に向けた対策：「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

（2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高压炉心冷却失敗＋低压炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生」を選定する。

これは、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点から、原子炉压力容器下部からまとまって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉压力容器が低压で破損するシーケンスのうち、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく溶融炉心の保有熱量が小さくなるLOCAを起因とするシーケンスを除外し、溶融炉心の保有熱量が大きくなり、かつ、事象初期の高压注水が行えず水位低下が早くなることで事象進展がより厳しくなる事故シーケンスであることか

（※³⁸）申請者が用いている水位計の名称は「ペDESTAL水位」であるが、計測器であることが判別できるようにペDESTAL水位計と記載している。また、本審査書では、その他の計測器についても同様に計測器名称であることが判別できるように記載している。

ら選定する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉压力容器外の FCI 等の現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。
- d. 機器条件：原子炉压力容器破損前は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉压力容器破損後は「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。
- e. 操作条件：原子炉压力容器破損前は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉压力容器破損後は「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。なお、本格格納容器破損モードにおける評価項目に関連する解析結果は以下のとおりである。

- a. 事象発生から約 5.4 時間後には原子炉压力容器破損に至り、溶融燃料の流出により圧力スパイクが生じることから原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、その際の最高圧力・最高温度はそれぞれ約 193kPa[gage]及び約 123℃にとどまる。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(e)を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

原子炉压力容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧力スパイクへの影響因子として、ペDESTAL水位、破損口径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析等を実施した。その結果、これらのパラメータが圧力スパイクに与える影響は小さいことが確認されている(※³⁹)ことから、解析

(※³⁹)「IV-1.2.5 有効性評価に用いた解析コード」2.(4) MAAP を参照。

コード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小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定していない「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能の喪失を仮定した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、圧力スパイクによる原子炉格納容器内の圧力の最大値は約 301kPa[gage]であり、限界圧力には至らず、評価項目を満足することに変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 3.1 時間後であり、原子炉格納容器下部への注水準備は、事象発生から約 2.5 時間で完了することから、約 0.6 時間の余裕がある。その後、原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃で注水を開始し、約 1.9 時間後（事象発生から約 5.0 時間後）に、ペDESTAL 水位 2.4m まで注水できることから、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約 0.4 時間の時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件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小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードにおいて、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、規制委員会は、格納容器破損防止対策として申請者が計画している「IV-1. 2. 2. 2 高圧

溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI 発生」において、原子炉格納容器下部水位の設定を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(e)を満足している。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ても、評価項目(e)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（非常用炉心冷却系等）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格納容器破損防止対策となり得る。また、「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI 発生」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 水蒸気爆発が実機において発生する可能性

申請者は、原子炉圧力容器外の FCI のうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。

これに対して、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

申請者は、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げ、これらのうち、水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液-液直接接触を生じさせていること、又は溶融物の

初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすいことを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉压力容器外の FCI で生じる事象として、水蒸気爆発は除外し圧力スパイクを考慮すべきであることを確認した。

IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼

格納容器破損モード「水素燃焼」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること（ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。）」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

また、本格納容器破損モードにおいては、原子炉压力容器の破損が回避される場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。なお、原子炉压力容器が破損する場合についての格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

1. 申請内容

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等によって水素ガスが発生し、発生した水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性化し、水素濃

度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する必要がある。

- ③ 初期の対策：原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化する。これに用いる窒素ガス制御系は、重大事故等が発生した際に使用するものではないため設計基準対象施設とする。その他の対策は、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う。このため、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。その他の対策は、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：PRAの手法では抽出されないものの、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定する。

原子炉運転中は窒素ガス置換により原子炉格納容器内の酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。大破断 LOCA 時には、水素濃度が 13vol%を上回るものの、その他のプラント損傷状態に比べてジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり水素発生量が抑えられることから酸素濃度が相対的に高くなることなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気により水素ガス及び酸素ガスの分圧が低く維持されることで原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる。このため、水素燃焼の観点で厳しくなる代替循環冷却系を使用する場合を評価する。

- b. 解析コード：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負

荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

- c. 事故条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、MAAP の評価結果から得られた値を用いる。これは、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合と比べて原子炉格納容器内の水素濃度が低下するため酸素濃度が増加すること、どちらの場合においても水素濃度が13vol%を超えることには変わりはないことから、水素燃焼の観点で厳しい設定となる。原子炉格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol%とする。水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合（以下「G値」という。）は、それぞれ0.06分子/100eV、0.03分子/100eVとする。
- d. 機器条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- e. 操作条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 炉心の露出から再冠水までの間に、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の約7.8%が水と反応して水素ガスが発生する。これにより、事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%（ドライ条件）を上回る。また、水の放射線分解によって水素ガス及び酸素ガスが発生する。
- b. ドライ条件に換算したドライウエル内の酸素濃度は、事象発生約4時間後から約12時間後まで5vol%を上回るが、この期間はLOCA破断口からの水蒸気によりドライウエル内が満たされ、ドライウエル内の酸素濃度は約0.1vol%（ウェット条件）である。
- c. 事象発生から7日後におけるドライウエル内の酸素濃度は約1.2vol%（ドライ条件）、サブプレッション・チェンバ内の酸素濃度は約2.8vol%（ドライ条件）であり、5vol%を下回る。
- d. 水素濃度及び酸素濃度を監視し、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱が開始された2時間後に原子炉格納容器内に窒素を注

入するとともに、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、水素濃度及び酸素濃度を低減することで安定状態を維持できる。

- e. その他の事象進展解析結果は、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じである。

上記 b. 及び c. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

- b. 解析条件の不確かさの影響

- ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

G 値の不確かさから、水の放射線分解による酸素ガスの発生が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性がある。G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値（（沸騰状態の場合）水素ガス：0.4 分子/100eV、酸素ガス：0.2 分子/100eV、（非沸騰状態の場合）水素ガス：0.25 分子/100eV、酸素ガス：0.125 分子/100eV）とした場合の評価を実施した。その結果、原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器ベントの判断基準である 4.4vol%（ドライ条件）に到達するのは事象発生から約 85 時間後である。この場合、格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の気体の排出を行うことにより、評価項目を満足することになりはしない。（3.（1）を参照。）

- イ. 操作条件の不確かさの影響

「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

- c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、

対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードに対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、原子炉起動時に窒素ガス制御系を用いた原子炉格納容器内の不活性化等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足している。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ても、評価項目(f)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（残留熱除去系等）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格納容器破損防止対策となり得る。

また、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 評価に用いる G 値の妥当性

申請者は、解析条件に用いる G 値を水素ガス 0.06 分子/100eV、酸素ガス 0.03 分子/100eV としている。

規制委員会は、知見が少ない G 値について、不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、G 値の不確かさを踏まえた酸素発生について検討することを求めた。

申請者は、これに対し以下のことを示した。

- ① G 値の不確かさを考慮し、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値（沸騰状態の場合）水素ガス:0.4 分子/100eV、酸素ガス:0.2 分子/100eV、（非沸騰状態の場合）水素ガス:0.25 分子/100eV、酸素ガス:0.125 分子/100eV）とした場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約 12 時間後に可搬式窒素供給装置を用いた窒素供給を行うことで、事象発生から約 85 時間後に 4.4vol%（ドライ条件）に到達する（※⁴⁰）。
- ② 上記①の場合、格納容器フィルタベント系（※⁴¹）を用いて原子炉格納容器内の気体を排出することにより、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は、ほぼ 0vol%（ウェット条件）まで低下する。また、格納容器ベントの実施時間が、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の格納容器圧力逃がし装置を使用する場合より遅いため、Cs-137 の放出量は、約 4.8TBq を超えることはなく、100TBq を十分に下回る。
- ③ さらに、対策の手順には、原子炉格納容器内の酸素濃度計に基づく判断が含まれており、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前（酸素濃度が 4.4vol%（ドライ条件）及び 1.5vol%（ウェット条件）到達時）に、格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内の気体を排出する手順としている。

これらにより、規制委員会は、G 値の不確かさを考慮した場合においても、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認した。

(※⁴⁰) ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の酸素濃度は、5vol%を上回る期間があるものの、その期間は水蒸気で原子炉格納容器内が満たされており、このような雰囲気下において水素濃度及び酸素濃度は可燃領域に達しない。

(※⁴¹) 格納容器フィルタベント系に関する運転員等の操作については、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において成立性を確認している。

IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心によるコンクリートの侵食という観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(a) 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。」、「(b) 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。」、「(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」、「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること（ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。）」、「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。」及び「(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」について、対策に有効性があるかを確認した。

なお、「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。」については「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、「(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。」については「IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」においてそれぞれ確認した。

本格納容器破損モードにおいては、原子炉圧力容器が破損する場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。なお、原子炉圧力容器の破損が回避される場合についての格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において確認した。

1. 申請内容

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム

一水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。さらに、原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。

- ② 対策の考え方：溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するためには、格納容器下部にコリウムシールドを設置し、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ注水する必要がある。さらに、原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器内の圧力及び温度を抑制するため、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前の対策は「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の減圧後は原子炉圧力容器破損による溶融炉心の落下に備え、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。なお、原子炉格納容器下部には、あらかじめコリウムシールドを設置する。原子炉圧力容器破損後には、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に切り替える。このため、ペDESTAL水位計、コリウムシールド、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器からの除熱を実施するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内のスプレイを行う。また、原子炉格納容器内に窒素を注入し酸素濃度の上昇を抑制する。このため、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、常設代替交流電源設備、可搬式窒素供給装置及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷

却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+デブリ冷却失敗」を選定する。これは、溶融炉心の冷却の観点から、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の細粒化割合が小さく冷却が厳しくなる原子炉圧力容器が低圧で破損するシーケンスのうち、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性がある LOCA を起因とするシーケンスを除外し、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心を冷却するための対策実施の時間余裕がより厳しくなる事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融炉心によるコンクリート分解等の現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。
- d. 機器条件：原子炉圧力容器破損前の機器条件は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水流量は、溶融炉心の崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。残留熱代替除去系による原子炉格納容器内のスプレイ流量は、 $120\text{m}^3/\text{h}$ とする。
- e. 操作条件：原子炉圧力容器破損前の操作条件は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損前において、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C に到達した場合に開始する格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、ペDESTAL水位が 2.4m に到達した場合に停止する。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水は、原子炉圧力容器破損を確認した場合に実施し、ドライウエル水位がドライウエル床面+ 1.0m に到達した場合に停止する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備時間等を考慮して、事象発生から 10 時間後とする。
- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の 100% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建物を經由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で

原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部等における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生から約 1.1 時間後に炉心損傷に至る。事象発生から約 3.1 時間後に原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を開始する。原子炉圧力容器が破損に至り熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下する時点（事象発生から約 5.4 時間後）において約 2.4m のペダスタル水位が確保され、熔融炉心は冷却される。コンクリートの侵食量は原子炉格納容器下部の床面で 0cm、壁面で約 4cm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。
- b. 炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、サブプレッション・チェンバ内の水素濃度は 13vol%を超えるが、酸素濃度は約 2.5vol% であり、可燃限界である 5vol%を下回る。
- c. 原子炉圧力容器の破損時に、熔融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下する際、圧力スパイクが生じるが、原子炉格納容器内の圧力は約 193kPa[gage]、温度は約 123℃に抑えられる。
- d. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下後は、継続的に原子炉格納容器への下部注水を行うことで熔融炉心を冷却し、事象発生から 10 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による格納容器スプレイを開始することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器内の最高圧力は 544kPa[gage]、最高温度は約 171℃に抑えられ、安定状態へ移行させることができる。
- e. 原子炉格納容器から環境への Cs-137 の放出について、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じ

て設計漏えい率を基に評価した値を用いる。保守的に原子炉建物内での除去効果を考慮せず評価した場合の放出量は約 0.56TBq (7 日間) となり、100TBq を下回っている。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (i) を、上記 c. 及び d. より評価項目 (a) 及び (b) を、上記 e. より評価項目 (c) を、上記 b. より評価項目 (f) を満足している。さらに、上記 b. 及び d. より、評価項目 (g) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

熔融炉心とコンクリートとの間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験、OECD-MCCI 実験等の結果により MAAP 解析の妥当性が確認されている。

しかし、これらの現象は不確かさが大きいことからコンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施した。

コンクリート侵食量に対して支配的な熔融炉心の上面熱流束について感度解析を実施した。上面熱流束が圧力に依存しないとした場合、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で 0cm、壁面で約 13cm であり、評価項目 (i) を満足することに変わりはない。この場合、コンクリート侵食量の増加に伴い熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量が増加することとなるが、熔融炉心・コンクリート相互作用によって酸素が発生することはなく、可燃性ガスの発生量の増加は相対的に酸素濃度を下げる要因となり、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は 13vol% を上回るが、酸素濃度は約 4.1vol% 以下であり、評価項目 (f) を満足することに変わりはない。さらに、コンクリート侵食の発生を操作の起点とする運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心損傷後の原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施しているが、この場合では、熔融炉心と水の伝熱面積が大きくなるため、熔融炉心の冷却が促進される傾向となることから、評価項目 (i) を満足することに変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では高めの燃焼度を想定することにより、崩壊熱に保守性を与えている。最確条件の場合には、崩壊熱は解析条件よりも小さく、原子炉压力容器破損までの事象進展が緩やかになるため、原子炉格納容器下部への注水操作に対する準備時間の余裕は大きくなる。また、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

解析条件では、原子炉格納容器下部の構造部材について、内側鋼板及びリブ鋼板は考慮していない。最確条件の場合には、内側鋼板及びリブ鋼板に期待でき、これらの融点はコンクリートより高いため、コンクリート侵食量が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。なお、仮に内側鋼板が侵食され、その支持機能に期待できない場合でも、外側鋼板のみで支持機能を維持できることから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

評価事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし、原子炉注水機能についても原子炉压力容器破損まで使用できない場合、事象発生後の原子炉水位の低下が早いため原子炉压力容器破損までの時間が約 3.3 時間と短くなり、溶融炉心の崩壊熱が大きくなるが、溶融炉心によるコンクリート侵食量はペDESTALの床面で 0cm、壁面で約 4cm であり、評価項目 (i) を満足することに変わりはない。さらに、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素濃度及び酸素濃度は、ドライ条件に換算して、それぞれ 13vol% 以上及び約 2.9vol% 以下であり可燃限界に至らないことから、評価項目 (f) を満足することに変わりはない。コリウムシールドの侵食開始温度の不確かさについて、解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃ に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 3.1 時間後であり、原子炉格納容器下部への注水準備は、事象発生から約 2.5 時間で完了することから、約 0.6 時間の余裕がある。その後、原子炉压力容器下鏡部温度 300℃ で注水を開始し、約 1.9 時間後（事象発生から約 5.0 時間後）に、ペ

デスタル水位 2.4m まで注水できることから、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約 0.4 時間の時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シナリオへの対応及び復旧作業に必要な要員は、31 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シナリオにおいて、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を事象発生から 7 日間継続した場合に必要な水は、約 600m³ である。これに対して、輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³ の水を保有しており、対応が可能である。残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352m³、大量送水車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12m³、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 53m³、可搬式窒素供給装置を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³ であり、合計約 433m³ 必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約 450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³ の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードに対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している格納容器代替スプレイによる原子炉格納容器下部への注水等の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗」において、原子炉格納容器下部への注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)、(c)、(f)、(g)及び(i)を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮しても、評価項目(f)及び(i)を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）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格納容器破損防止対策となり得る。

また、残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器下部への溶融炉心落下前の初期水張り水位の見直し

申請者は、原子炉圧力容器破損前の格納容器下部への初期水張り水位を溶融炉心の冷却の重要性から、ドライウエル床面高さと同じ 3.7m と設定し、ペDESTAL水位計により水位が確保されていることを確認するとしていた。

規制委員会は、FCI 及び MCCI への影響を考慮した水位の考え方について説明を求めるとともに、溶融炉心がドライウェル床ドレンサンプへ流入した場合の影響を評価することを求めた。

申請者は、FCI 及び MCCI への影響並びに溶融炉心がドライウェル床ドレンサンプへ流入した場合の影響を考慮し、ペDESTAL水位を 2.4m に変更するとともに、格納容器下部にコリウムシールドを設置することを示した。あわせて、初期水張りの状況が把握できるペDESTAL水位計の位置を変更する（※⁴²）こと、ドライウェルサンプへの排水流路をスリット形状とすることで、溶融炉心が排水流路内で凝固し、溶融炉心の流入が抑制され、原子炉格納容器バウンダリの機能が維持されること等を示した。

これにより、規制委員会は、格納容器下部へ初期水張りする水位を変更することにより大きくなる MCCI によるコンクリートへの影響を抑制するために格納容器下部にコリウムシールドを設置すること、格納容器下部の水位を確実に把握するための水位計を設置すること及び排水流路に溶融炉心が流入する可能性を考慮した設計とすることを確認した。

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

第37条第3項は、発電用原子炉施設について、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、貯蔵槽内燃料体等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でなければならないことを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈は、「貯蔵槽内燃料体等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、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故1」という。）及びサイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故（以下「想定事故2」という。）に対して、以下の(a)から(c)の項目（以下「燃料損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認するとしている。

- (a)燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b)放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c)未臨界が維持されていること。

(※⁴²) ペDESTAL水位計は、コリウムシールド上面から 0.1m (1 箇所)、1.2m (1 箇所) 及び 2.4m (2 箇所) の高さに設置する。

Ⅳ-1. 2. 3. 1 想定事故1

「想定事故1」では、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 想定事故の特徴及びその対策

申請者は、「想定事故1」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、燃料プールへの注水を行う必要がある。
- ③ 対策：燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を実施する。このため、大量送水車、可搬型スプレイノズル及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、燃料プールの状態を監視する。このため、燃料プール水位・温度計（SA）、燃料プール水位計（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、「想定事故1」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/h（※⁴³）とし、この線量率に対応する水位（通常水位から約2.6m下）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。
- b. 事故条件：燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能喪失により、燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。事象発生時の燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は

（※⁴³）原子炉建物原子炉棟4階での緊急時対策要員の作業及び現場作業員の退避の時間は2時間以内であり、被ばく量は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

約 7.8MW、初期水温は運転上許容される上限の 65℃、初期水位は通常水位とする。燃料プールと原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。

- c. 機器条件：燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の流量は可搬型スプレイノズルの設備容量を踏まえ、48m³/h とする。
- d. 操作条件：燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水の準備は、冷却機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、緊急時対策要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮した上で、燃料プールの水温が 100℃に到達することにより水位が低下し始める時点である事象発生から約 7.9 時間後に注水を開始するものとする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、燃料プール内の水温が約 7.9 時間後に 100℃に到達し、この時点で燃料プールへの代替注水を開始する。
- b. 代替注水の流量は 48m³/h であり、崩壊熱により燃料プール水温が 100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 13m³/h を上回っていることから、燃料プール水位は通常水位から低下することなく、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。
- c. 燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記 b. 及び c. より、評価結果は燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)、(b)及び(c)を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響
 - ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響
 - 崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作は冷却機

能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位から約 0.27m 下）として評価した結果、放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 1.5 日となるが、燃料プールへの注水は、事象発生から約 7.9 時間後に開始するため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

イ. 操作条件の不確かさの影響

燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から約 7.9 時間後としているが、実際には、準備時間等を考慮しても事象発生から 3 時間 10 分後には注水が可能となる。このため、燃料プール内の水温が 100°C に到達する時点である事象発生から約 7.9 時間後に対し、十分な時間余裕がある。また、注水が遅れた場合でも、燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 1.7 日後であり、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故 1」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故への対応及び復旧作業に必要な要員は、24 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 43 名であり対応が可能である。
- ② 本想定事故において、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 2,100m³ である。これに対して、輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³ の水を保有しており、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 700m³、大量送水車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12m³、緊急時対

策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約720m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、燃料プールの「想定事故1」に対して、申請者が燃料損傷防止対策として計画している燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による貯蔵槽内燃料体等の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故1」において、燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を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（燃料プール冷却系等）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燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

以上のとおり、規制委員会は、燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ-1. 2. 3. 2 想定事故2

「想定事故2」では、サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 想定事故の特徴及びその対策

申請者は、「想定事故2」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。

- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、サイフォン現象等による水の漏えいを停止し、燃料プールへの注水を行う必要がある。
- ③ 対策：燃料プールからの水の漏えいを停止する。このため、燃料プール（サイフォン防止機能を含む。）を重大事故等対処設備として位置付ける。その他の対策については「想定事故1」と同一である。

（2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、「想定事故2」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：「想定事故1」と同一である。
- b. 事故条件：燃料プール水位を最も低下させるサイフォン現象の起因として、残留熱除去系配管の全周破断が発生すると想定する。同時に、燃料プール冷却系配管及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁が異物の弁への噛み込みにより開固着し、逆止弁機能が十分に働かないと想定する。また、水位は瞬時に低下するものとし、その水位は、対策として実施するサイフォンブレイク配管の効果により、通常水位から約0.35m下とする。これらに重畳して、燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を考慮する。事象発生時の燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約7.8MW、初期水温は運転上許容される上限の65℃、初期水位は通常水位とする。燃料プールと原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：「想定事故1」と同一である。
- d. 操作条件：燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水の準備は、注水機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、緊急時対策要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮した上で、燃料プールの水温が100℃に到達することにより、水位が更に低下し始める時点である事象発生から約7.6時間後に注水を開始するものとする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 残留熱除去系の配管破断により燃料プール内の水位が低下し、サイフォンブレイク配管の効果により燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約 0.35m 下）で水位の低下が停止する。燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失していることから、燃料プール内の水温が約 7.6 時間後に 100℃に到達し、この時点で燃料プールへの代替注水を開始する。
- b. 代替注水の流量は 48m³/h であり、崩壊熱により燃料プール水温が 100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 13m³/h を上回っていることから、水位は、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約 0.35m 下）に維持され、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。
- c. 燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記 b. 及び c. より、評価結果は燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び(c) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位から約 0.27m 下）とした場合であっても、漏えいによる水位低下は、サイフォンブレイク配管の効果により通常水位から約 0.35m 下で停止するとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から約 7.6 時間後としているが、実際には、準備時間等を考慮しても事象発生から 3 時間 10 分後には注水が可能となる。このため、燃料プール内の水温が 100℃に到達する時点である事象発生から約 7.6 時間後に対し、十分な時間余裕がある。また、注水が遅れた場合でも、燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 1.5 日後であり、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故 2」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故への対応及び復旧作業に必要な要員は、26 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 43 名であり対応が可能である。
- ② 本想定事故への対応に必要な燃料等については「想定事故 1」と同一である。

2. 審査結果

規制委員会は、燃料プールの「想定事故 2」に対して、申請者が燃料損傷防止対策として計画しているサイフォンブレイク配管の効果による燃料プールからの水の漏えいの停止及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による貯蔵槽内燃料体等の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故 2」において、燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を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（燃料プール冷却系等）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燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

以上のとおり、規制委員会は、燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

Ⅳ－1. 2. 4 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

第37条第4項は、発電用原子炉施設について、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中原子炉内燃料体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でなければならないことを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈は、「運転停止中原子炉内燃料体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、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の(a)から(c)の項目（以下「運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認している。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c) 未臨界が確保されていること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

Ⅳ－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失

運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、残留熱除去系の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が原子炉内燃料体の崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る（※⁴⁴）。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するた

(※⁴⁴) 原子炉補機冷却機能喪失に従属して崩壊熱除去機能が喪失する場合には、全交流動力電源喪失にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

めには、原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。

- ③ 初期の対策：待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、残留熱除去系（低圧注水モード）、サプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、当該系統を中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失 [フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。これは、PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の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内の他の事故シーケンスと比較して、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量は同等であるが、最も寄与割合が高い事故シーケンスであることから選定する。対策実施の時間余裕及び原子炉内燃料体損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の保有水量が少なく、保有水が原子炉内燃料体の崩壊熱により継続的に蒸発して減少する状態として、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態とする。
- b. 評価の考え方：原子炉内燃料体の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、原子炉の水位が低下する。原子炉圧力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間

線量率 10mSv/h (※⁴⁵) に対応した原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上である。原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を開始できることを確認する。

- c. 初期条件：本評価では、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉压力容器は未開放の状態であり、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）1 系統のほかに、残留熱除去系（低圧注水モード）1 系統が待機状態とする。原子炉停止後の原子炉内燃料体の崩壊熱は、原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止 1 日後の崩壊熱の値（約 14MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉压力容器内の蒸発量は約 23m³/h である。

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されているため、設計値である 52℃とする。

原子炉の初期圧力は大気圧とする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく評価するために、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作によって水蒸気を流出させ原子炉圧力を大気圧に維持するものとする。

- d. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な資源等の観点で厳しい設定となる。
- e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水流量は、設計値の 1,136m³/h とする。
- f. 操作条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水の開始時間は、1 系統の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失の確認に要する時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉压力容器内の水温が上昇し、事象発生から約 0.9

(※⁴⁵) 原子炉建物原子炉棟 4 階からの現場作業員の退避の時間は 2 時間以内であり、被ばく量は最大でも 20mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。

時間後に沸騰することにより原子炉水位は低下し始める。事象発生から2時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は約1.0m低下して、燃料棒有効長頂部の約4.0m上となるが、冠水は維持される。

- b. 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態では、原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下しても、原子炉建物内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- c. 原子炉水位が回復後、残留熱除去系を低圧注水モードから原子炉停止時冷却モードに切り替えることにより、原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a.、b. 及び d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の原子炉内燃料体の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水操作の開始は、崩壊熱除去機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の原子炉内燃料体の崩壊熱（原子炉停止1日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止12時間後の崩壊熱及び水温100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約2.7時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から2時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器への注水操作開始時間を事象発生から2時間後としているが、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、実際の注水開始時間は早くなることから、原子炉水位の回復が早くなることにより、評価項目に対する余裕が大きくなる。また、注水操作を開始するまでの時間は事象発生から2時間後としているが、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下するのは事象発生から約2.7時間後であることから、注水操作の準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、10名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は43名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計708m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替えによる運転停止中原子炉内燃料体の除熱が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の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、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（残留熱除去系の1系統）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運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

IV-1. 2. 4. 2 全交流動力電源喪失

運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失に起因して、残留熱除去系等の注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却系の機能喪失に起因する残留熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、原子炉压力容器内の保有水が原子炉内燃料体の崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、代替交流動力電源を確保するとともに、原子炉压力容器への注水を行い、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：常設代替交流電源設備による給電を開始した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、大量送水車及びタンクローリ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-115V系蓄電池、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内燃料体の冷却を実施する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）のポンプ軸受等の冷却は、原子炉補機代替冷却系で実施する。このため、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、タンクローリ及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する「外部電源喪失＋交流電源喪失」を選定する。これは、PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の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内の他の事故シーケンスと比較して、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量は同等であるが、最も寄与割合が高い事故シーケンスであることから選定する。評価に当たっては、上記に加えて、原子炉補機冷却系の機能喪失の重畳を考慮する。プラント状態については、「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- b. 評価の考え方：「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- c. 初期条件：「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- d. 事故条件：全交流動力電源喪失により残留熱除去系等の注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却系の機能喪失により残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。
- e. 機器条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の $200\text{m}^3/\text{h}$ とする。
原子炉補機代替冷却系の伝熱容量は原子炉冷却材温度 100°C 、海水温度 30°C における設計値の約 15.7MW とする。
- f. 操作条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象発生から 2 時間後とする。また、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内燃料体の冷却の開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備に要する時間を考慮して、事象発生から 10 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇する。約 0.9 時間後に沸騰し原子炉水位は低下し始める。事象発生から 2 時間後の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上まで低下するが、冠水は維持される。
- b. 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上まで低下しても、原子炉

建物内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率 10mSv/h を上回ることではない。

- c. 事象発生から 10 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a.、b. 及び d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の原子炉内燃料体の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水準備操作の開始は、全交流動力電源喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の原子炉内燃料体の崩壊熱（原子炉停止 1 日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止 12 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.7 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 2 時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備から給電し、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水準備操作を終了する時間は、事象発生から 2 時間後であるが、本操作が遅れた場合でも通常運転水位から放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約 2.7 時間後であることから、時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- 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、29名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は43名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉内燃料体の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約300m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³、合計約7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、原子炉補機代替冷却系用の大型送水ポンプ車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約53m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約425m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している常設代替交流電源設備による給電、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水及び原子炉補機代替冷却系による運転停止中原子炉内燃料体の除熱が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の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、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満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用ディーゼル発電機等）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運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

「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＋交流電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

IV-1.2.4.3 原子炉冷却材の流出

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等による漏えいが発生する場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

（1）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等により原子炉冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサブプレッション・チェンバ側に流出する。これにより、原子炉圧力容器内の保有水が継続的に減少し、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するた

めには、原子炉冷却材の流出を止めるとともに、原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。

- ③ 初期の対策：残留熱除去系系統切替時の原子炉冷却材の流出箇所を特定し、流出元の弁を閉止することにより流出を止めた後、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、残留熱除去系（低圧注水モード）、サプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」を選定する。これは、PRAの手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の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のうち、対策の実施に対する時間余裕の観点では、事象の認知までに要する時間が長く、原子炉冷却材の流出量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。
- b. 評価の考え方：操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出により原子炉水位が低下するが、燃料棒有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認する。
- c. 初期条件：原子炉圧力容器の開放時について評価する。保有水量を厳しく評価する観点から、プールゲートは閉とする。また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されている

るため、設計値である 52℃とする。

- d. 事故条件：残留熱除去系系統切替時の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉操作忘れによるサプレッション・チェンバへの流出流量は 94m³/h とする。

崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合においても、事象発生から原子炉ウエル満水まで水位が回復する約 2.2 時間に対して、原子炉冷却材の水温が 100℃に至るまでの時間が約 5 時間と長いため、崩壊熱による原子炉冷却材の水温上昇及び蒸発については考慮しない。

外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な資源等の観点で厳しい設定となる。

- e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の 1, 136m³/h とする。
- f. 操作条件：運転停止中における原子炉水位の確認は運転員により 1 時間ごとに確認を行うことから、水位低下の確認は、事象発生から 1 時間後とする。流出の停止操作及び待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による注水は、水位低下の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉冷却材が残留熱除去系の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁からサプレッション・チェンバへ流出することにより原子炉水位は低下する。事象発生から 2 時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料棒有効長頂部の約 15m 上まで低下するが、冠水は維持される。
- b. 放射線の遮蔽が維持される水位は燃料棒有効長頂部の約 2.5m 上であり、燃料棒有効長頂部の約 15m 上まで水位が低下しても、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率 10mSv/h を上回ることはない。
- c. 原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されて

いるため、未臨界は維持される。

上記 a.、b. 及び d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態について、原子炉圧力容器が未開放の場合には、原子炉の初期水位も低くなることから放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間（約 50 分）も早くなるものの、原子炉水位計による警報発生による事象の認知、緩和設備の起動等に期待できることから、評価項目を満足することには変わりはない。

この場合、燃料棒有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は 1 時間以上であり、時間余裕がある。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉冷却材流出の停止操作は、水位低下の認知に要する時間及び隔離操作を考慮して、事象発生から 2 時間後としている。実際の操作は、運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態の把握による早期の認知に期待でき、その開始時間は早くなることから、十分な時間余裕がある。

原子炉注水の開始時間は、事象発生から 2 時間後としているが、原子炉ウェル満水から必要な遮蔽を確保できる最低水位に低下するまでの時間は事象発生から約 10 時間後であることから、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- 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、10 名であ

る。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 43 名であり対応が可能である。

- ② 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³であり、合計 708m³ 必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 775m³ の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉冷却材の流出停止、待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「原子炉冷却材流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の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、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、原子炉冷却材の流出が発生した残留熱除去系の 1 系統について、流出停止後の注水機能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運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉冷却材流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」にお

ける対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

IV-1. 2. 4. 4 反応度の誤投入

運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって炉心に反応度が投入される場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に正の反応度が急激に投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の損傷を防止するためには、未臨界に必要な負の反応度を投入する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより制御棒を全挿入する。このため、原子炉スクラム信号を発する中間領域計装及び中性子源領域計装を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：初期の対策により原子炉の未臨界状態を維持する。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「反応度の誤投入」を選定する。これは、運転停止中原子炉内燃料体の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唯一の事故シーケンスであることから選定する。具体的には、「停止中に実施される検査等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。
- 原子炉運転停止中において、炉心が臨界又は臨界近傍の状態になり得る検査として、原子炉モードスイッチを「起動」位置として、複数の制御棒が引き抜かれる検査が実施されている。この検査において、運転員が操作量の制限を超える誤った制御棒引き抜きの操作を実施することとする。
- b. 解析コード：炉心平均中性子束の過渡応答の評価を行うため、炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果等を取り扱うことができるAPEXを用いる。
- さらに、燃料エンタルピの過渡応答の評価により燃料健全性を確認するため、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができるSCAT（RIA用）を用いる。
- c. 初期条件：余剰反応度を大きくするため、炉心状態は、燃料交換後である平衡炉心のサイクル初期とする。炉心の実効増倍率は1.0、原子炉出力は定格値の 10^{-8} 、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は20℃、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgとする。
- d. 事故条件：運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。運転停止中に実施される検査等の方法を考慮し、制御棒引き抜きによる正の反応度投入量を大きくするため、全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる制御棒は、実効増倍率が最も高くなる斜め隣接の組合せのものとする。誤引き抜きされる制御棒の反応度値は、臨界近接時に引き抜かれる制御棒の最大反応度値の制限値（1.0% Δk 以下）を超える約1.75% Δk とする。制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となるため、外部電源はあるものとする。
- e. 機器条件：制御棒は、引抜速度の上限値9.1cm/sにて連続で引き抜かれるものとする。原子炉自動スクラムは、中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号により作動するものとする。

- f. 操作条件：運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はない。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 制御棒の引き抜き開始から約 10 秒後に中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの 95%）信号が発信することにより、原子炉が自動スクラムする。原子炉出力は定格値の約 12.2%までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界になる。この過程において、投入される反応度は約 1.14 ドル（投入反応度最大値：約 0.69%Δk）であることから、反応度投入事象（※⁴⁶）に至るが、燃料エンタルピは最大で約 50kJ/kg であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和 59 年 1 月 19 日 原子力安全委員会決定）に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である 272kJ/kg（65cal/g）を超えることはなく、また、燃料エンタルピ増分の最大値は約 42kJ/kg であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成 10 年 4 月 13 日 原子力安全委員会了承）に示された燃料ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上の燃料に対するペレット被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピの増分 167kJ/kg（40cal/g）を超えることはなく、燃料の健全性は維持される。
- b. 原子炉水位に有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水が維持されている。
- c. 原子炉水位に有意な変動はないため、放射線の遮蔽は維持されている。

上記 a.、b. 及び c. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。なお、本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自

(※⁴⁶) 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和 59 年 1 月 19 日 原子力安全委員会決定）において、反応度投入事象は、「臨界又は臨界近接の原子炉に、原則的に 1 ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピ増大が生じる事象をいう。」と定義されている。

動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要である。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

解析コードの不確かさとして、ドップラー反応度フィードバック効果、制御棒反応度及び実効遅発中性子割合の不確かさを試験データとの比較により評価している。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピ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。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の不確かさとして、炉心燃焼度、装荷されている燃料タイプ、初期出力、初期燃料温度等が考慮されている。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピ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。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件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小さい。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスにおいては、原子炉停止機能が自動で働くため運転員等の操作はないが、原子炉自動スクラム後の原子炉状態を確認するために必要な要員は1名である。これに対して、中央制御室には5名の運転員がおり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスでは、原子炉圧力容器への注水等はない。また、外部電源がある状態を想定しているため軽油等の燃料の消費はない。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「反応度の誤投入」として想定した「停止中に実施される検査等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を

認知できずに燃料の損傷に至る事故」において、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが作動した場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の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、評価結果が評価項目を満足することにより変わらないことを確認した。

また、原子炉自動スクラムにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避（※⁴⁷）し、未臨界状態に到達した後は、未臨界状態の維持が可能であることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「反応度の誤投入」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

IV-1.2.5 有効性評価に用いた解析コード

申請者が使用している解析コードについて、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点及び不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点から、コードごとに確認を行った結果は以下のとおりである。

1. 申請者が使用している解析コード

申請者は、評価対象の事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードで考慮すべき現象を踏まえて、有効性評価に使用するコードを以下のとおりとしている。

(1) 炉心損傷防止対策の有効性評価

- ①-1 「高圧・低圧注水機能喪失」、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の評価については、長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析することが可能な

（※⁴⁷）一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は発生するものの、燃料の健全性に影響を与えないことを確認した。

SAFER を使用している。

- ①-2 「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の熱水力挙動及び出力変化を同時に解析することが可能な REDY を使用している。PCT の評価については、REDY の計算結果を入力として、単一チャンネルの熱水力挙動を解析することが可能な SCAT を使用している。
- ② 「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」以外の事故シーケンスグループに対する評価については、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析することが可能な MAAP を使用している。

(2) 原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価

いずれの格納容器破損モードについても、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の熔融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有する MAAP を使用している。

(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

「反応度の誤投入」の評価については、制御棒誤引抜き時の炉心の出力変化等を解析することが可能な APEX 及び SCAT (RIA 用) を使用している。なお、他の 3 事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失及び原子炉冷却材の流出）については、崩壊熱曲線や水の物性値を用いて原子炉圧力容器内の水インベントリ変化を算出しており、解析コードを使用していない。

2. 解析コードの妥当性確認及び有効性評価への適用性

(1) SAFER

申請者は、SAFER の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. SAFER は、原子炉内熱水力過渡変化、炉心ヒートアップ、熱構造材、燃料被覆管の膨張等の計算機能及び燃料被覆管の破裂判定機能を有している熱水力過渡変化解析コードである。
- b. 重要現象の解析モデルについて、TBL (※⁴⁸)、ROSA-III (※⁴⁸) 及び FIST-ABWR (※⁴⁹) の実験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、燃料棒表面熱伝達モデル、二相流体の流動モデル等について、PCT の評価において保守性を確保していることを確認

(※⁴⁸) TBL と ROSA-III は、BWR5 を模擬した LOCA 実験装置

(※⁴⁹) FIST-ABWR は、ABWR を模擬した LOCA 実験装置

している。

規制委員会は、有効性評価における申請者の SAFER の特性に応じた使用方法は、これまでの発電用原子炉設置変更許可において実績のある使用方法であることから、妥当と認める。

(2) REDY

申請者は、REDY の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. REDY は、制御系、熱水力、炉心動特性（一点炉近似動特性）、原子炉圧力容器内のほう酸濃度変化等の計算機能を有しているプラント過渡特性解析コードである。
- b. 重要現象の解析モデルについて、ABWR 及び従来型 BWR の実機試験解析、設計解析での確認等により妥当性の確認を行っている。
- c. 不確かさ評価としては、動的ボイド係数及び動的ドップラ係数について、感度解析を実施し、PCT の評価への影響が限定的であることを確認している。ボロン反応度の不確かさについては、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる詳細計算等により未臨界を確保できることを確認している。

規制委員会は、有効性評価における申請者の REDY の特性に応じた使用方法は、これまでの発電用原子炉設置変更許可の審査において実績のある使用方法であることから、概ね妥当と認める。

(3) SCAT

申請者は、SCAT の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. SCAT は、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等が計算できる単チャンネル熱水力解析コードである。
- b. 重要現象の解析モデルについて、NUPEC が実施した BWR 燃料集合体熱水力試験（※⁵⁰）、ATLAS 試験により妥当性の確認を行っている。
- c. 不確かさ評価としては、燃料棒表面熱伝達や気液熱非平衡に係る重要現象のモデルに用いる相関式が PCT を高めに評価する傾向を示すことから、PCT 評価の保守性が維持されていることを確認している。

(※⁵⁰) 平成 8 年度「燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編）」、(財)原子力発電技術機構、平成 9 年 3 月（本試験は、平成 9 年度、平成 10 年度及び平成 11 年度にも実施されている。）

規制委員会は、有効性評価における申請者の SCAT の特性に応じた使用方法は、これまでの発電用原子炉設置変更許可の審査において実績のある使用方法であることから、概ね妥当と認める。

(4) MAAP

申請者は、MAAP の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. MAAP は、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重大事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能であるシビアアクシデント総合解析コードである。
- b. 重要現象の解析モデルについて、TMI 事故解析、CORA 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、ACE 実験解析、SURC-4 実験解析、DEFOR 試験、感度解析等により妥当性の確認を行っている。
- c. 不確かさ評価としては、「高圧注水・減圧機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）」の事象進展中における炉心露出開始時間について、SAFER との比較により不確かさを評価している。また、FCI、DCH 及び MCCI の各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

規制委員会は、有効性評価における申請者の MAAP の解析結果の解釈は、現在の技術レベルに照らして妥当であり、これまでの発電用原子炉設置変更許可の審査において実績があることから、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と認める。

(5) APEX

申請者は、APEX の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. APEX は、反応度投入事象における炉心の中性子動特性等を評価することが可能な反応度投入事象解析コードである。燃料エンタルピの増分については、APEX の解析結果を入力として、SCAT (RIA 用) を用いて単チャンネル熱水力解析を行うことにより評価する。
- b. 重要現象の解析モデルについて、SPERT-III E-core 実験、Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較、MISTRAL 臨界試験の解析結果、実

機での制御棒価値測定試験の解析結果により妥当性の確認を行っている。

- c. 不確かさ評価としては、ドップラフィードバック効果及び制御棒反応度価値について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

規制委員会は、有効性評価における申請者の APEX の特性に応じた使用方は、これまでの発電用原子炉設置変更許可の審査において実績のある使用方法であることから、概ね妥当と認める。

IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準 1.0 関係）

重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項「共通事項」は、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し共通の要求事項、全社的な体制の整備など重大事故等に対処するための基盤的な要求事項を満たす手順等を、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項及び同項の解釈を踏まえ必要な検討を加えた上で策定されており、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項の要求事項に適合するものと判断した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

なお、各手順等における固有の要求に対する審査内容については、IV-4.1 から IV-4.19 で示している。

また、重大事故等対策については、1号炉及び3号炉の原子炉圧力容器に燃料を装荷しないことを前提とした手順等として確認した。

1. 重大事故等対処設備に関する手順等に係る共通の要求事項

(1) 切替えの容易性

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(1)①にのっとり、重大事故等に対処するための系統構成を速やかに整えられるよう必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認した。

(2) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)②にのっとりたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルート(土石流による影響を受けないアクセスルートを含む。)を確保する方針であること。
- ② 障害物を除去可能なホイールローダ等を保管し、それを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であること。

なお、規制委員会は、設計基準において想定している規模を超える自然現象が生じた場合の対応等を示すよう求めた。申請者は、設計基準上の想定を超える自然現象等の発生によりアクセスルートの確保が困難になる場合を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保した上で、被害状況に応じて複数のアクセスルートの中からルートを選択するなどの措置を講ずることを示した。

2. 復旧作業に係る要求事項

(1) 予備品等の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)①にのっとりたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保すること。
- ② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めること。

(2) 保管場所の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)

②にのっとり、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。

(3) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)③にのっとり、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「1.(2) アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。

3. 支援に係る要求事項

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(3)にのっとりたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- (1) 本発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。
- (2) プラントメーカ、協力会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等の関係機関と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。
- (3) 本発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等について、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であること。

4. 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

(1) 手順書の整備

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈1にのっとりたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 情報の収集及び判断基準【解釈1 a)】

全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、発電用原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる方針であること。

② 判断に迷う操作等の判断基準の明確化【解釈1 b)】

海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であること。

③ 財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針【解釈1 c)】

- a. 財産(設備等)保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。

- b. 当直副長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転操作手順書に整備する方針であること。
 - c. 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、同方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。
- ④ 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化【解釈 1 d）】
- a. 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。
 - b. 運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。
- ⑤ 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備【解釈 1 e）】
- a. 重大事故等に対処するために監視することが必要である計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に明記する方針であること。
 - b. 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に整理する方針であること。
 - c. 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員が使用する運転操作手順書及び緊急時対策要員が使用する緊急時対策本部用手順書に整理する方針であること。
- ⑥ 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備【解釈 1 f）】
- a. 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。
 - b. 降下火砕物の到達や土石流の発生等の前兆事象を伴う事象について、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。
 - c. 大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であること。
- ⑦ 有毒ガス発生時の防護措置に係る手順の整備【解釈 1 g）】
- a. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、重大事故等に対処する要員（運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊のことをいう。以下同じ。）の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順を整備する方針であること。

- b. 予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に対して防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順を整備する方針であること。
- c. 有毒ガスの発生による異常を検知した場合、通信連絡設備により、有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する方針であること。

(2) 訓練の実施

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈2にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 教育及び訓練の実施方針【解釈2 a)】

重大事故等対策は、発電用原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する方針であること。

② 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施【解釈2 b)】

- a. 要員の役割に応じて重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。
- b. 現場作業を行う緊急時対策要員と運転員が連携して一連の活動を行うための訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること。

③ 保守訓練の実施【解釈2 c)】

普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する方針であること。

④ 高線量下等を想定した訓練の実施【解釈2 d)】

高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であること。

⑤ マニュアル等を即時利用可能とするための準備【解釈2 e)】

設備及び資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時対応訓練を行う方針であること。

なお、規制委員会は、重大事故等対策要員の力量付与について申請者に示すよう求めた。

申請者は、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、力量を付与された要員を必要人数配置することを示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

(3) 体制の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(4)解釈3にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 役割分担及び責任者の明確化【解釈3a)】
 - a. 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。
 - b. 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。
 - c. 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。
- ② 実施組織の構成【解釈3b)】

重大事故等対策を実施する実施組織を、

 - a. 事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作を実施する当直(運転員)並びに事故対応手段の選定に関する当直(運転員)への情報提供等を行うプラント監視班
 - b. 事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の操作、不具合設備の復旧等を実施する復旧班
 - c. 火災発生時に消火活動を実施する自衛消防隊

で構成し、必要な役割分担を行い、重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する方針であること。
- ③ 複数号炉の同時被災への対応【解釈3c)】
 - a. 複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合において、緊急時対策本部長が活動方針を示し、プラント監視統括は、事故状況の把握の統括並びに事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言の統括を行い、復旧統括は、可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等に対する統括を行うとともに、当直(運転員)は、号炉ごとにそれぞれ運転操作指揮を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。
 - b. 必要な重大事故等に対処する要員を発電所内に常時確保し、複数号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。

④ 支援組織の構成【解釈 3 d)】

- a. 緊急時対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。
- b. 技術支援組織は、原子炉の運転に関するデータ収集、分析、評価等を行う技術班並びに発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握、影響範囲の評価等を行う放射線管理班で構成する方針であること。
- c. 運営支援組織は、緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援を行う報道班、自治体からの問合せ対応等を行う対外対応班、情報の収集、共有等を行う情報管理班、関係機関への通報連絡等を行う通報班、緊急時対策本部の運営支援、資機材及び輸送手段の確保等を行う支援班並びに出入り管理、緊急車両の誘導等を行う警備班で構成する方針であること。

⑤ 対策本部の設置及び要員の招集【解釈 3 e)】

- a. 所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。
- b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内に、緊急時対策要員 31 名、運転員 9 名及び自衛消防隊 7 名の合計 47 名を常時確保する方針であること。なお、上記に加え、事象発生後約 8 時間を目途に緊急時対策要員 54 名を確保する方針としている。
- c. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。

また、申請者は、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合の対応に備え、重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行うこと、重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行することを示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

⑥ 各班の役割分担及び責任者の明確化【解釈 3 f)】

重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記 4. (3) ②項及び 4. (3) ④項に示す各班の機能を明確にするとともに、配下の各班の監

督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する方針であること。

⑦ 指揮命令系統及び代行者の明確化【解釈 3 g)】

緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にすること、指揮者等が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であること。

⑧ 実効的に活動するための設備等の整備【解釈 3 h)】

a. 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所を整備する方針であること。

b. 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、有線式通信設備等を整備する方針であること。

⑨ 発電所内外への情報提供【解釈 3 i)】

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であること。

⑩ 外部からの支援体制の整備【解釈 3 j)】

a. 発電所外部からの支援を受けることができるよう、緊急時体制を発令した場合に緊急時対策総本部を設置する等の体制を整備する方針であること。

b. 緊急時対策総本部は、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、緊急時対策本部からの情報収集及び社内関係各所への連絡、発電所からの情報及びメーカ等からの情報に基づいた応急措置の検討等を行う統括班、発電所外の放射線レベル、環境への放出放射エネルギー及び周辺公衆の線量当量の評価を行う放射線班、プラント状況等の情報の入手、事故規模の評価等を行う技術班、プレス発表文等の作成、プレス発表等を行う広報班、食料等の調達、宿泊施設の手配等を行う総務班、警備関係を行う警備班、応急・復旧用資機材及び輸送手段の確保、その他必要な物品の調達を行う資材班、従業員等の健康管理、作業服の調達を行う労務班、送電設備被害・復旧状況の把握、送電設備の応急措置、復旧対策の検討等を行う外部電源復旧班、保安通信回線の確保等を行う通信班、情報共有システムの維持管理を行う情報システム班、原子力事業所災害対策支援拠点の設営、運営等を行う支援班並びに原

子力防災活動における関係自治体との連携等を行う地域対応班で構成し、技術面及び運営面で支援する方針であること。

- c. 緊急時対策総本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する方針であること。
- d. 緊急時対策総本部は、原子力部門のみでなく他部門を含めた全社（中国電力ネットワーク株式会社を含む。）体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。

⑪ 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備【解釈 3k】

- a. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。
- b. 重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故の収束活動を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を整備する方針であること。

⑫ 有毒ガス発生時の防護措置に係る体制の整備【解釈 3l】

- a. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備する方針であること。
- b. 予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に対して防護具を配備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう体制を整備する方針であること。

IV-3 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）

第38条から第41条は、重大事故等対処施設に対して、必要な機能が地盤の変位等、地震、津波及び火災によって損なわれるおそれがないことを要求している。第38条から第41条の審査においては、重大事故等対処施設の設計方針等について、設計基準対象施設の設計方針等との相違を踏まえた審査を行った。

また、第43条においては、重大事故等に対処するため、重大事故等対処設備について、必要な容量の確保や悪影響の防止等の適切な措置等を講じることを要求し

ている。

なお、各設備における固有の要求に対する審査内容については、IV-4. 1 から IV-4. 19 で示している。

IV-3. 1 重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）

第38条は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じて適用される地震力が作用した場合においても、十分に支持することができる地盤に設けなければならないことを要求している。

また、重大事故等対処施設（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（※⁵¹）が設置されるものに限る。）は、変形した場合においても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地盤に設けなければならないこと、及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない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。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 地盤の変位

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設（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ものに限る。以下この項において同じ。）を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に設置することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設を設置する地盤における断層の活動性評価について、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) 敷地には、地層と斜交し破碎を伴う断層は認められないが、地層を切ることなく、地層と同様の走向・傾斜で断続的に分布するシームが認められており、重大事故等対処施設を設置する地盤には、B6-2、B7-1、B8～B12、B12-1、B13、

(※⁵¹) 「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」は、第38条において定義されているものである。以下同様。

B14、B16 及び B18～B26 の 20 条のシームが認められる。敷地内で認められるシームは、「Ⅲ－2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において示すとおり、応力場及びシームの形成に関連したずれの方向に着目した活動性評価と、最も連続性が高い B23 シームを対象にせん断面と鉱物脈との接触関係に着目した活動性評価を行い総合的に検討した結果、中期中新世～後期中新世の火成活動の時期以降には活動しておらず、「将来活動する可能性のある断層等」には該当しないと評価した。

- (2) 以上のことから、重大事故等対処施設設置位置には、「将来活動する可能性のある断層等」に該当する断層は認められないと評価した。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の変位については、申請者が実施した調査及び評価手法が適切であり、その結果、「将来活動する可能性のある断層等」に該当する断層は認められないことを確認していることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した。

2. 地盤の支持

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じた地震力（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は、基準地震動による地震力）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設けなければならないこと、さらに、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は、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設に対する設計方針及び重大事故等対処施設に対する動的解析の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 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は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。また、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は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (2) 「Ⅲ－2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている

地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「2. 地盤の支持」に示すとおり、2号炉原子炉建物の評価に代表され、支持力及びすべり安全率に対する評価基準値並びに傾斜に対する評価基準値の目安を満足する。当該地盤以外に設置される緊急時対策所、ガスタービン発電機建物等の重大事故等対処施設については、施設総重量、基礎地盤の岩級、シームの分布等を考慮して、ガスタービン発電機建物を代表施設に選定し、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。

- (3) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、評価対象となる耐震重要施設の配置、施設周辺の地形及び地質構造を考慮し、ガスタービン発電機建物に直交する断面のうちシームの分布等により選定した1断面を対象に二次元有限要素法により行った。
- (4) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種試験・調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相反転についても考慮した。また、地下水位については、地表面に設定した。
- (5) 動的解析の結果から得られたガスタービン発電機建物の基礎底面における地震時最大接地圧は、 1.01N/mm^2 となり、基礎地盤における平板載荷試験結果から得られた評価基準値 (3.9N/mm^2 以上) を下回る。
- (6) 動的解析の結果から得られたガスタービン発電機建物の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の1.5を上回る。
- (7) 動的解析の結果から得られたガスタービン発電機建物の基礎底面の最大傾斜は、評価基準値の目安である $1/2,000$ を下回る。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・ 重大事故等対処施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤に設置すること。
- ・ 重大事故等対処施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、支持力及びすべり安全率に対する評価基準値並びに傾斜に対する評価基準値の目安を満足していること。

3. 地盤の変形

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設（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ものに限る。以

下この項において同じ。) について、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合においてもその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地盤に設けなければならないことを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設の支持地盤に係る設計方針、地殻変動による傾斜に関する評価を以下のとおりとしている。

- (1) 重大事故等対処施設は、直接又はマンメイドロックを介して岩盤で支持されていることから、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはない。
- (2) 「Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「3. 地盤の変形」に示すとおり、2号炉原子炉建物の評価に代表され、傾斜に対する評価基準値の目安を満足する。当該地盤以外に設置される緊急時対策所、ガスタービン発電機建物等の重大事故等対処施設については、施設総重量、基礎地盤の岩級、シームの分布等を考慮して、ガスタービン発電機建物を代表施設に選定し、基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (3) 重大事故等対処施設の支持地盤の地殻変動による傾斜は、敷地に比較的近い宍道断層（断層上端深さを0kmとした地震動評価モデル）及びF－Ⅲ断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層（津波評価モデル）について、広域的な地盤の地殻変動による傾斜をWang et al. (2003) の手法により評価した結果、ガスタービン発電機建物の最大傾斜は評価基準値の目安である1/2,000を下回る。また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においても、ガスタービン発電機建物の最大傾斜は評価基準値の目安である1/2,000を下回る。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の変形については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・重大事故等対処施設は、直接又はマンメイドロックを介して岩盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないこと。
- ・地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足していること。

IV-3. 2 地震による損傷の防止（第39条関係）

第39条は、重大事故等対処施設が、施設の区分に応じて適用される地震力に対して、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設計とすること等を要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）が、基準地震動による地震力によって生ずるおそれの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設計とす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。

1. 耐震設計方針
2. 周辺斜面の安定性

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 耐震設計方針

申請者は、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用す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ことを目的として、以下のとおり耐震設計を行うとしている。

（1）重大事故等対処施設の施設区分に応じた耐震設計

- ① 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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。
- 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。常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、当該設備が属する耐

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耐えることができるように設計する。

- 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。

(2) 地震力の算定方針

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。

(3) 荷重の組合せと許容限界の設定方針

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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、設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重及び重大事故等時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（耐震壁のせん断ひずみ等）が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して適切な安全余裕を有するよう設計する。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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、通常運転時の状態、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時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、塑性域に達する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とどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、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。

上記のうち、建物・構築物の「設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重」、機器・配管系の「運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重」については、

- 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
- ② 地震によって引き起こされるおそれはないが、一旦発生した場合、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ものとする。

(4) 波及的影響に係る設計方針

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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。

規制委員会は、申請者が重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用す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ように設計するとしており、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

2. 周辺斜面の安定性

第39条において準じて適用する解釈別記2は、重大事故等対処施設（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ものに限る。以下この項において同じ。）の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊によって重大事故等対処施設に影響を及ぼすことがないようにすることを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設の周辺斜面の評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 安定性評価の対象となる斜面のうち、耐震重要施設の周辺斜面と兼ねる斜面については、「Ⅲ-1.2 周辺斜面の安定性（第4条関係）」で評価されている。当該評価以外の重大事故等対処施設に影響する恐れのある斜面は、施設からの離隔距離、斜面を構成する岩級、斜面高さ、斜面の勾配、シームの分布等を考慮して、2号炉南側盛土斜面及びガスタービン発電機建物周辺斜面を選定した。
- (2) すべり安全率の評価は、各評価対象斜面について、斜面高さが高くなり、最急勾配となるすべり方向を解析対象断面に設定し、基準地震動による地震力を

作用させた二次元有限要素法を用いた動的解析により行った。

- (3) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、地下水位観測結果、入力地震動の位相の反転についても考慮した。
- (4) 動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、評価基準値の 1.2 を上回る。

規制委員会は、常設重大事故等対処施設の周辺斜面について、申請者が基準地震動による地震力を作用させた適切な動的解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認していることから、解釈別記 2 の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

Ⅳ-3. 3 津波による損傷の防止（第 40 条関係）

第 40 条は、重大事故等対処施設が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設計とすることを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設について、基準津波に対して以下の方針としている。

1. 重大事故等対処施設を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備の保管場所である第 4 保管エリアは、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針を適用する。
2. 重大事故等対処施設を設置する建物及び区画のうち、1. 以外の建物及び区画である緊急時対策所、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、第 1 フィルタベント格納槽、ガスタービン発電機建物、ガスタービン発電機軽油タンクを敷設するエリア及び可搬型重大事故等対処設備の保管場所である第 1 保管エリア等は、設計基準対象施設の耐津波設計方針と同じ考え方を適用し、津波による遡上波が到達しない高さの敷地に設置する。

規制委員会は、申請者が、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針により、重大事故等対処施設が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ない設計としていることから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅳ－３．４ 火災による損傷の防止（第４１条関係）

第４１条は、重大事故等対処施設が、火災によって必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止すること、かつ、火災を感知及び消火することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設について、火災により必要な機能を損なうおそれがないよう、設計基準対象施設の火災防護対策に準じて、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じた設計とするとしている。

規制委員会は、重大事故等対処施設について、火災防護基準に基づく火災防護設計が行われる方針であり、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅳ－３．５ 重大事故等対処設備（第４３条関係）

第４３条は、重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 環境条件及び荷重条件（43-1-1（※⁵²））
- ② 操作性（43-1-2）
- ③ 試験又は検査（43-1-3）
- ④ 切替えの容易性（43-1-4）
- ⑤ 他の設備に対する悪影響防止（43-1-5）
- ⑥ 現場の作業環境（43-1-6）

また、常設重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量（43-2-1）
- ② 共用の禁止（43-2-2）
- ③ 設計基準事故対処設備との多様性（43-2-3）

さらに、可搬型重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量（43-3-1）
- ② 確実な接続（43-3-2）
- ③ 複数の接続口（43-3-3）
- ④ 現場の作業環境（43-3-4）
- ⑤ 保管場所（43-3-5）
- ⑥ アクセスルートの確保（43-3-6）
- ⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（43-3-7）

（※⁵²）「43-1-1」は、第４３条において該当する条項「第４３条第１項第１号」を示す。

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、各設備が第43条に適合しているかはIV-4.1からIV-4.19で示している。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 審査内容

(1) 重大事故等対処設備（第43条第1項関係）

申請者は、重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 環境条件及び荷重条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

② 操作性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備の操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作場所での操作が可能な設計とする。

③ 試験又は検査

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。

④ 切替えの容易性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

⑤ 他の設備に対する悪影響防止

重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

⑥ 現場の作業環境

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少

ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とする。

規制委員会は、本申請が、重大事故等対処設備の共通の設計方針について、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計方針とするなど、第43条第1項各号及び同項各号の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

(2) 常設重大事故等対処設備（第43条第2項関係）

申請者は、常設重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 容量

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

② 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、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、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

③ 設計基準事故対処設備との多様性

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、常設重大事故等対処設備の共通の設計方針について、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とするなど、第43条第2項各号及び同項各号の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

(3) 可搬型重大事故等対処設備（第43条第3項関係）

申請者は、可搬型重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 容量

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

② 確実な接続

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方法の統一も考慮する。

③ 複数の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内等の適切に隔離した位置に複数箇所設置する。

④ 現場の作業環境

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない場所の選定、遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

⑤ 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上の隔離距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備からも 100m 以上の隔離距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管する。

⑥ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、本発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計する。

屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するためのアクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象（土石流を含む。）、外部人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数確保する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管し、及び使用する。

⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の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と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、可搬型重大事故等対処設備の共通の設計方針について、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管するなど、第43条第3項各号及び同項各号の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

IV-4 重大事故等対処設備及び手順等

第44条から第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項から1.19項は、原子炉設置者に対し、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。このうち、手順等については、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の要求事項に対応し、適切に整備する方針であるか、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるかを審査した。さらに、申請者が、自主的な

対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるかを審査した。

IV-4. 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設備及び手順等（第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1関係）

本節では、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項（以下「第44条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第44条等は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第44条等における「原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 手動による原子炉の緊急停止操作を実施する手順等

ロ) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路 (ARI)

ハ) 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる設備

ニ) 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動操作により停止させる手順等

ホ) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備及び手順等

また、上記ホ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

へ) ほう酸水注入設備を起動する判断基準を明確に定めること。

ト) 緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備を作動させること。

申請者は、第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等
- ② センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路
- ③ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能（※⁵³）の代替機能を有する設備及び手順等
- ④ 原子炉出力を抑制するため、再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動により停止させるための設備及び手順等
- ⑤ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等
- ⑥ 原子炉圧力容器の自動減圧による原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁵⁴）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能の代替機能を有する設備及び手順等
- ② 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器の自動減圧による原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、第44条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項である第43条及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項（以下「第43条等」という。）等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に

（※⁵³）タービントリップ又は発電機負荷遮断時に再循環ポンプ全2台を自動停止させる原子炉再循環ポンプトリップ機能

（※⁵⁴）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「原子炉停止機能喪失」についての有効性評価をいう。

記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第44条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 手動操作により代替制御棒挿入回路を作動させることによる原子炉緊急停止。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路による自動制御棒全挿入。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 再循環ポンプの自動トリップによる原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 再循環ポンプが自動トリップしない場合における再循環ポンプの手動停止による原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- f. 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを操作することによる自動減圧の阻止。そのために、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第44条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に、c. の対策が同ハ)に、d. の対策が同ニ)に、e. の対策が同ホ)に対応するものであることを確認した。また、f. の対策が第44条等要求事項の

うち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して独立した回路を有する設計とする。
- b. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、緊急停止失敗の場合に、必要な負の反応度を投入できるように再循環ポンプ全 2 台を自動停止又は手動停止できる設計とする（※⁵⁵）。
- c. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とする。
- d. ほう酸水注入系は、緊急停止失敗の場合に原子炉を未臨界状態にするために十分な反応度制御能力を有する設計とする。
- e. ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図り、多様性を有する設計とする。
- f. 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（※⁵⁶）による自動減圧を阻止する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプトリップ遮断器までを設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であること、b)ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、著しい炉心損傷の防止に必要な原子炉出力降下をさせるために再循環ポンプ全 2 台を自動停止及び手動停止できる設備であること、c)ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備である原子炉保護

(※⁵⁵) 炉心流量の減少により過渡的に原子炉圧力容器内のボイド率が増加し、ボイド反応度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力を降下させる。

(※⁵⁶) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の設計方針等は、「IV-4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等」において整理

系に対して、異なる電源を用いることにより多様性を有していること、d) ほう酸水注入系は、緊急停止失敗時において原子炉を未臨界にするために十分な反応度制御能力を有する設備であること、e) ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して、原子炉建物原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られており、異なる駆動源を用いることにより多様性を有していること、f) 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧を阻止できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第44条等要求事項に対応するものであること及び第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項。以下同じ。）に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、2分以内に実施する。
- b. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合（※⁵⁷）には、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による再循環ポンプの自動停止状況の確認及び自動停止していない場合の手動停止操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認及び操作を1名により、1分30秒以内に実施する。
- c. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による再循環ポンプの停止を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作等を1名により、1分以内に実施する。
- d. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合並びに自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作が完了した場合には、不安定な出

（※⁵⁷）以降、「ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合」を、「ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合」という。

力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入系の起動操作を1名により、3分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を、a.、b.、c.、d.の順に設定して明確化していること、b)中央制御室での自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作等について、手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)上記の全ての操作を中央制御室で行えることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記d.の手順等について、第44条等要求事項へ)及び同ト)に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(手順等に関する共通的な要求事項。以下同じ。)等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第44条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであり、かつ、第44条等要求事項のうち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであること、③d.の手順等が第44条等要求事項へ)及び同ト)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が、第44条等に従って適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第37条)において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)により原子炉出力を抑制すること、ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行すること及び原子炉出力の急上昇を防止するため自動減圧を阻止することを必要な対策としている。

これらの対策は、(1)①c.、e.及びf.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第37条)において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順

等として位置付けた設備及び手順等について、第44条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉緊急停止失敗時において原子炉出力を抑制し未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成する機能を回復するための自主対策設備（※⁵⁸）及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 1-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合には、設計基準事故対処設備である原子炉手動スクラム PB を操作するとともに原子炉モードスイッチを「停止」とする手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ② ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、選択制御棒挿入機構を手動操作することによる原子炉出力抑制の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、30秒以内に実施する。
- ③ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、制御棒手動操作・監視系による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、全制御棒全挿入の完了又は未挿入の制御棒が1本以下となるまで実施する。
- ④ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作の手順に着手する。この手順では、補助盤室での操作を計2名により、10分以内に実施する。
- ⑤ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、原子炉保護系電源

(※⁵⁸) 自主対策設備とは、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備をいう。

スイッチの操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、補助盤室での操作を計2名により、6分以内に実施する。

- ⑥ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムパイロット弁用制御空気の排気の操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、現場での操作を計2名により、15分以内に実施する。
- ⑦ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗し、原子炉が隔離状態の場合であって、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が使用できず、かつ、復水器を水源として使用できる場合には、復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位がレベル 1H を下回らないよう水位を制御することで原子炉出力を 3%未満に維持する手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作開始を1名により、5分30秒以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． 1－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉手動スクラムPB及び原子炉モードスイッチ「停止」	設計基準事故対処設備である原子炉保護系の一部であり、主スクラム回路を自動スクラムと共有しているものの、原子炉手動スクラムPB及び原子炉モードスイッチ「停止」を操作することで制御棒のスクラム動作が可能となる場合があるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
選択制御棒挿入機構	あらかじめ選択した制御棒を自動的に挿入する機能であり、全ての状況に対応した未臨界の維持は困難であるものの、原子炉出力を抑制する手段となり得る。
制御棒手動操作・監視系	全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラムテストスイッチ若しくは原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、手動で制御棒を挿入する手段となり得る。
スクラムテストスイッチ	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能

	であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
原子炉保護系電源 スイッチ	原子炉保護系の監視及び操作はできなくなるものの、当該電源スイッチを操作し、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段となり得る。
スクラムパイロット 弁用制御空気配 管・弁	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、スクラムパイロット弁用制御空気配管内の計装用圧縮空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
復水・給水系（電 動機駆動給水ポン プ）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、常用電源が健全であり、かつ、復水器を水源として使用できる場合には、電動機駆動給水ポンプによる原子炉への給水量の調整により原子炉水位を低下させることができるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。

IV-4. 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設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.

2 関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第45条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第45条等における「発電用原子炉を冷却するた

めに必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- ① 全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統の喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系等により原子炉を冷却するため、以下の設備及び手順等を整備すること。
 - イ) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により原子炉隔離時冷却系等の起動及び十分な期間（※⁵⁹）の運転継続を行う設備及び手順等。ただし、下記ロ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。
 - ロ) 現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系等の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備及び手順等
 - ハ) 原子炉水位の推定、原子炉隔離時冷却系等の安全上重要な設備の作動状況の確認及び原子炉水位の制御に関する手順等
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等
- ③ 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水できる手順等

申請者は、第45条等の要求事項（※⁶⁰）に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系を起動し、運転継続するための設備及び手順等
- ② 計測設備により監視及び制御するための手順等
 - a. 原子炉水位を監視又は推定するための手順等（※⁶¹）
 - b. 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認するための手順等
 - c. 原子炉水位の制御のための手順等
- ③ 原子炉隔離時冷却系を起動及び運転継続するための可搬型直流電源設備、代替交流電源設備等の設備及び手順等（※⁶²）

（※⁵⁹）「十分な期間」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のことをいう。

（※⁶⁰）申請者は、第45条等に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態での設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。

・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能

（※⁶¹）監視又は推定するための手順等については、「IV-4. 15 計装設備及びその手順等」において整理

（※⁶²）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

- ④ 原子炉圧力容器へほう酸水を注入するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁶³）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、原子炉圧力容器へ注水するための中央制御室からの起動による高圧原子炉代替注水系等の設備及び手順等を整備する方針としている。
- (3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第45条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。

また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、原子炉隔離時冷却ポンプ及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水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、サブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の作動状況並びに原子炉水位の監視及び制御。そのために、原子炉水位計（SA）、原子炉

(※⁶³) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

圧力計（SA）、高圧原子炉代替注水流量計及びサブプレッション・プール水位計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）及び原子炉圧力計を重大事故等対処設備として位置付ける。

- d. 原子炉隔離時冷却系の復旧。そのために、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入。そのために、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. 及び b. の対策が第45条等要求事項①ロ)に、c. の対策が同①ハ)に、d. の対策が同②に、e. の対策が同③に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、設計基準事故対処設備に対して弁の駆動方法について多様性を有する設計とする。
- b. 高圧原子炉代替注水系は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。また、炉心の著しい損傷を防止するために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場での手動操作を可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して、弁の駆動方法について多様性を有する設計とすること、b)高圧原子炉代替注水ポンプはタービン駆動であり、電動機駆動である設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ・ポンプに対して、ポンプの駆動方法について多様性を有していること、c)高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備からの給電並びに現場での手動操作により起動に必要な弁を操作可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有しているこ

と、d) 高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物原子炉棟内の高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていること、想定している重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第45条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、現場での HPAC 注水弁の手動開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動閉操作及び RCIC HPAC タービン蒸気入口弁の手動開操作等を計 4 名により、35 分以内に実施する。
- b. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系等による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合であって、高圧原子炉代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の手順に着手する。この手順では、現場での RCIC 注水弁及び原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動開操作等を計 4 名により、60 分以内に実施する。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室におけるほう酸水注入ポンプの起動、運転状況の確認等を 1 名により、10 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力による原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの起動等について、弁の手動操作の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第45条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1. 0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第45条等要求事項①ロ)、同①ハ)、同②及び同③に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第45条等に従って適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水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、サブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

② 重大事故等対処設備の設計方針

①に掲げる重大事故等対処設備については、(1) ①b. と同じであるため、重大事故等対処設備の設計方針も同じである。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第45条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室での HPAC 注水弁の開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の閉操作及び RCIC HPAC タービン蒸気入口弁の開操作等を 1 名により、10 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の判断基準が明確であること、b) 原子炉圧力容器への注水の手順等について、高圧原子炉代替注水ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第 4 5 条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第 4 5 条等及び第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、その機能を構成するサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等、重大事故等の進展を抑制するための自主対策設備及び手順等並びに監視及び制御を行うための自主対策設備及び手順等を整備している。

(1) サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 直流給電車からの給電による原子炉隔離時冷却系の電源機能回復に関する手順等（※⁶⁴）

(2) 重大事故等の進展を抑制するための設備及び手順等

申請者は、重大事故等の進展を抑制するための設備（表IV-4.2-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、制御棒駆動水圧ポンプの起動、運転状況の確認等を1名により、15分以内に実施する。
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、ほう酸水注入系による継続注水が必要と判断した場合には、復水輸送系等を水源として、ほう酸水貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水の手順に着手する。この手順では、より時間のかかるほう酸水注入系テストタンクを用いた原子炉注水を行う場合、ほう酸水注入ポンプの起動、系統の構成等を計3名により、75分以内に実施する。

(3) 監視及び制御を行うための設備及び手順等

申請者は、監視及び制御を行うための設備を用いた主な手順等として、原子炉水位（狭帯域）（※⁶⁵）、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器に関する手順等を整備するとし、現場監視計器に関する手順等は、2.(1)a.及びb.と同様であるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

（※⁶⁴）直流給電車に関する設備及び手順等については、「IV-4.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

（※⁶⁵）常用計器である原子炉水位（狭帯域）に関する設備及び手順等は、「IV-4.15 計装設備及びその手順等」において整理

表Ⅳ－４． ２－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
制御棒駆動水圧系	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、水源等については、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
ほう酸水注入系 (原子炉へ注水を継続させる場合)	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、ほう酸水貯蔵タンクへの補給ラインについては、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンク等に補給することができれば、ほう酸水注入系による原子炉への注水が可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器	中央制御室での監視はできないこと等から重大事故等対処設備としては位置付けていないものの、現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の監視及び制御を行う手段となり得る。

Ⅳ－４． ３ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第４６条及び重大事故等防止技術的能力基準１． ３関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第４６条及び重大事故等防止技術的能力基準１． ３項（以下「第４６条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第46条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第46条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉の水位が低下した状態であって、低圧注水系が利用可能な状態である場合に、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックの追加

ロ) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手動設備又は可搬型代替直流電源設備及び手順等。減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える可搬型コンプレッサー又は窒素ポンプ及び手順等

ハ) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう代替電源による復旧手順等が整備されていること。

ニ) インターフェイスシステム LOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離するための手順等。隔離できない場合に原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手順等

ホ) 上記ロ) について、減圧用の弁は、作動可能な環境条件を明確にするるとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

申請者は、第46条等の要求事項（※⁶⁶）に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させるための代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）等の設備
- ② 常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備、SRV 用電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池

（※⁶⁶）申請者は、第46条等に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態での設計基準事故対処設備が有する減圧機能について、以下のとおりとしている。

・ 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能

(補助盤室)等の設備及び手順等(※⁶⁷)

- ③ 逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための逃がし安全弁用窒素ガスボンベ等の設備及び手順等
- ④ 常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備等の設備及び手順等(※⁶⁸)
- ⑤ インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための残留熱除去系注水弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁及び手順等
- ⑥ 上記②及び③の設備で機能を回復する減圧用の弁は、作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する設計とする。
- ⑦ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価(第37条)(※⁶⁹)において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を作動させるための代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)等の設備
- ② 常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備等の設備及び手順等
- ③ 常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための常設代替交流電源設備等の設備及び手順等
- ④ インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための残留熱除去系注水弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁及び手順等
- ⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合にお

(※⁶⁷) 代替電源(主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)及びSRV用電源切替盤を除く。)に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※⁶⁸) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※⁶⁹) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」並びに原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」をいう。

いて、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、第46条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を用いて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 可搬型重大事故防止設備等を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、可搬型直流電源設備、SRV用電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）及び逃がし安全弁用窒素ガスボンベを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 代替電源による復旧。そのために、可搬型直流電源設備及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

- d. インターフェイスシステム LOCA 発生時における漏えい箇所の隔離。そのために、残留熱除去系注水弁、低圧炉心スプレイ系注水弁及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。漏えい箇所の隔離ができない場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- e. 原子炉格納容器高圧時に逃がし安全弁を確実に動作させるための背圧対策。そのために、逃がし安全弁用窒素ガスポンベを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第46条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に、c. の対策が同ハ)に、d. の対策が同ニ)に、e. の対策が同ホ)に対応するものであることを確認した。また、f. の対策が第46条等要求事項のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備に対して可能な限り多様性を備えた設計とする。なお、本論理回路は、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチ（※⁷⁰）により、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。
- b. 逃がし安全弁の駆動源である逃がし安全弁用窒素ガスポンベ及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、必要な容量を確保した設計とする。
- c. 逃がし安全弁用窒素ガスポンベ及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、逃がし安全弁の駆動源について、設計基準事故対処設備に対して多様性を備え、位置的分散が図られた設計とする。

（※⁷⁰）自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチによる自動減圧の阻止に係る手順等については、「IV-4. 1 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備及び手順等」において整理

- d. 残留熱除去系注水弁等は、漏えい箇所を隔離できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、内圧が上昇した場合に自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備である自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とするとともに、自動減圧系の制御盤とは別の制御盤に収納することにより位置的分散を図る設計とすること、b)逃がし安全弁は、電磁弁の電源をSRV用電源切替盤を用いて可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）から給電すること及び駆動用窒素を逃がし安全弁用窒素ガスボンベから供給することから、弁の駆動源について、常設直流電源系統及びアキュムレータに対して多様性を有していること、c)逃がし安全弁用窒素ガスボンベは、原子炉建物付属棟に分散して保管し、原子炉格納容器内の逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと位置的分散を図ること、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、廃棄物処理建物内の異なる区画に保管し、A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及びSA用115V系蓄電池と位置的分散を図ること、d)逃がし安全弁の駆動源である逃がし安全弁用窒素ガスボンベ及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、想定される重大事故に対処するために必要な容量を確保するとともに、予備を確保していること、e)残留熱除去系注水弁等は、インターフェイスシステムLOCA発生時に現場で弁を操作することにより、原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とすること、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とすること、f)逃がし安全弁は、駆動用の逃がし安全弁用窒素ガスボンベから供給される駆動用窒素の設定圧力について、想定される原子炉格納容器内の圧力に対し十分な余裕を考慮して設定することにより確実に作動する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第46条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能のみが喪失した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

（ア）原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用できない場合

（イ）急速減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動（※⁷¹）により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合

（ウ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統（※⁷²）以上が使用可能である場合又は原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合

この手順では、逃がし安全弁の手動開操作等を1名により、10分以内に実施する。

- b. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁を遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の開放の手順に着手する。

（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合

i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合

ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合

（イ）逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合

（※⁷¹）「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。

（※⁷²）「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。

(ウ) 逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源が常設代替直流電源設備より給電可能な場合

この手順では、SRV 用電源切替盤の操作、逃がし安全弁の手動開操作等を計 3 名により、40 分以内に実施する。なお、可搬型直流電源設備から電源供給が開始されると負荷への給電が常設代替直流電源設備から可搬型直流電源設備に自動で切り替わるため、可搬型直流電源設備からの受電操作については不要である。

- c. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁を遠隔操作できず、かつ、常設代替直流電源設備が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁の開放の手順に着手する。

(ア) 以下の条件のいずれかが成立した場合

- i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合
- ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統 1 系統以上が使用可能である場合又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20% 上の位置）に到達した場合

(イ) 逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合

この手順では、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の接続、逃がし安全弁の手動開操作等を計 5 名により、80 分以内に実施する。

- d. 逃がし安全弁の作動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、ADS アキュムレータ入口圧力低警報が発生した場合には、窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替えの手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。
- e. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。この手順では、中央制御室からの隔離操作等を 1 名により、20 分以内に実施する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁による急速減圧を行い、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後、現場で隔

離操作を実施する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、逃がし安全弁による急速減圧等を計3名により、600分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順を設定して明確化していること、b) 逃がし安全弁用窒素ガスボンベによる逃がし安全弁の機能回復の手順等について、システムの構成、設定圧力等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第46条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第46条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであり、かつ、第46条等要求事項のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第46条等に従って適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、可搬型直流電源設備を用いた逃がし安全弁の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、常設代替交流電源設備を用いた逃がし安全弁の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい箇所の隔離及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧並びに高压溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a.、b.、c.、d.及びf.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第46条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等並びにインターフェイスシステム LOCA が発生した場合に対応するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備（表Ⅳ-4. 3-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービン・バイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

- ① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合
- ② 急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合

この手順では、タービン・バイパス弁の手動開操作等を1名により、10分以内に実施する。

(2) サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ-4. 3-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、逃がし安

全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の手順に着手する。

- ① 低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合
- ② 逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用窒素ガスが確保されている場合

この手順では、現場での系統の構成、弁の操作等を、計4名により、70分以内に実施する。

- b. 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できず、かつ、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の手順に着手する。

- ① 以下の条件のいずれかが成立した場合
 - i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合
 - ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合

- ② 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動用の窒素ガスが確保されている場合

この手順では、現場での系統構成、蓄電池への負荷投入操作等を、計4名により、90分以内に実施する。

- c. 常設直流電源喪失により、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合の直流給電車による逃がし安全弁の復旧の手順等（※⁷³）

（3）インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備及び手順等

申請者は、インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備（表 IV-4. 3-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変

（※⁷³）直流給電車に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、中央制御室からの隔離操作を実施できず、逃がし安全弁による減圧ができない場合であって、復水器が使用可能な場合には、タービン・バイパス弁を用いた減圧及び現場での漏えい箇所の隔離操作の手順に着手する。この手順では、タービン・バイパス弁による急速減圧、漏えい箇所の隔離操作等を、計 3 名により、600 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． ３－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
タービン・バイパス弁及びタービン制御系	炉心損傷前及びインターフェイスシステム LOCA 発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
逃がし安全弁室素ガス代替供給設備	系統構成に時間を要するものの、中央制御室から逃がし安全弁の遠隔操作が不可能となった場合に、逃がし安全弁を作動させることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）	事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるものの、逃がし安全弁の作動に必要な電源を確保する手段となり得る。

4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した（※⁷⁴）。また、合わせて、逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続的に取り組むとの方針を示した。

（※⁷⁴）逃がし安全弁の開保持機能の維持については、「Ⅳ－１． ２． ２． ２ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において整理

これに対して、規制委員会は、逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組の具体的な内容について説明を求めた。

申請者は、逃がし安全弁の補助作動装置(逃がし安全弁用電磁弁)について、駆動用の高圧窒素ガスを供給する際の流路のバウンダリのシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良エチレンプロピレンゴム材に変更する方針であること、変更後の高温蒸気環境下におけるシール性能を蒸気暴露試験により確認していることを示した。

さらに、申請者は、逃がし安全弁本体のシリンダ部について、ピストンの動作に影響のないシール部のＯリングを改良エチレンプロピレンゴム材に変更するとともに、全開状態を保持した場合の駆動用の窒素ガスの漏えいを防止するため、従来材を使用するシール部に追加して、新たに改良エチレンプロピレンゴム材を用いたシール部(バックシートＯリング)を設置するとの改良を行う方針としていること、改良シリンダについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験及び信頼性確認試験を実施し、動作に影響がないこと、プラント運転に影響を与えないこと等を確認していることを示した。今後、更なる安全性向上のため、実機への導入準備が整い次第、改良シリンダを採用することを示した。

これにより、規制委員会は、申請者が逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続して取り組んでいることを確認した。

Ⅳ－４．４ 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設備及び手順等(第４７条及び重大事故等防止技術的能力基準１．４関係)

本節では、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に申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第４７条及び重大事故等防止技術的能力基準１．４項(以下「第４７条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第47条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第47条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型重大事故防止設備並びにその運搬、接続及び操作に関する手順等

ロ) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備

ハ) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

申請者は、第47条等の要求事項(※⁷⁵)に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 可搬型重大事故防止設備として低圧原子炉代替注水系(可搬型)を用いた原子炉圧力容器への注水のための大量送水車等の設備及び手順等

② 低圧原子炉代替注水系(常設)を用いた原子炉圧力容器への注水のための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等

③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱のための常設代替交流電源設備等の設備及び手順等(※⁷⁶)

④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

⑤ 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等

(※⁷⁵) 申請者は、第47条等に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態での設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。

・残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における冷却機能

また、申請者は、原子炉停止中において、発電用原子炉を長期的に冷却するために設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能について、以下のとおりとしている。

・残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉内の崩壊熱除去機能

(※⁷⁶) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁷⁷）において、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重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水のための設備及び手順等
- ② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱のための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、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に申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第47条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 可搬型重大事故防止設備を用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

(※⁷⁷) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」、格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」並びに運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

- c. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱及び低圧炉心スプレイ・ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合における原子炉圧力容器に残存する溶融炉心の冷却。そのために、大量送水車、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第47条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に、c. の対策が同ハ)に対応するものであることを確認した。また、d. の対策が第47条等要求事項のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大量送水車は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、原子炉圧力容器への注水のために必要な流量を確保する設計とする。
- b. 低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、原子炉圧力容器への注水のために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、駆動源が非常用交流電源設備であり、水源がサプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車を用いる低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体について、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有していること及び水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備

である残留熱除去系に対して独立性を有していること、さらに、大量送水車は、屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすること、b) 低圧原子炉代替注水ポンプは、電源を空冷式の常設代替交流電源設備とし、水源を低圧原子炉代替注水槽とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して、多様性を有していること、また、低圧原子炉代替注水ポンプを用いる低圧原子炉代替注水系（常設）は、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体について、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系に対して、独立性を有していること及び水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して、独立性を有していること、さらに、低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第47条等要求事項ニ）に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する（※⁷⁸）。この手順では、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計15名により、130分以内に実施する。

（※⁷⁸）低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段（自主対策設備を含む。）は、準備が完了したものうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。

- b. 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内に実施する。
- c. 全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去ポンプの電源が復旧した場合には、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を以下のとおり実施する。
- （ア）原子炉運転中において残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行う場合、1名により、10分以内
- （イ）原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行う場合、計3名により、35分以内
- d. 全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系（低圧注水モード）の電源が復旧できず、低圧炉心スプレー・ポンプの電源が復旧できた場合には、低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧炉心スプレー・ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。
- e. 原子炉圧力容器が破損したと判断（※⁷⁹）した場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内に実施する。
- f. 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計15名により、130分以内に実施する。

（※⁷⁹）原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ベデスタル雰囲気温度指示値の上昇、ベデスタル水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) フロントライン系故障時の優先順位を b.、a. の順に、サポート系故障時の手順は c.、d. の順に、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の優先順位を e.、f. の順に、設定して明確化していること、b) 大量送水車等による原子炉圧力容器への注水等の手順等について、送水ホース等の運搬、接続作業等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第47条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1. 0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第47条等要求事項イ)、同ロ)及び同ハ)に対応するものであり、かつ、第47条等要求事項のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、②の設計方針が第47条等要求事項ニ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第47条等に従って適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために、低圧原子炉代替注水系（可搬型）又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去ポンプの電源復旧による原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a.、b. 及びc. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第47条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、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機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等並びに原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等を整備している。

(1) フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－4. 4－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を、残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には、1 名により、20 分以内に、残留熱除去系（B）又は（C）注入配管を使用する場合には、計 3 名により、30 分以内に実施する。
- ② 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を、残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には、1 名により、25 分以内に、残留熱除去系（B）又は（C）注入配管を使用する場合には、計 3 名により、30 分以内に実施する。
- ③ 原子炉停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備が使用可能な場合には、原子炉浄化系による原子炉圧力容器からの除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、原子炉浄化補助ポンプの起動等を計 3 名により、70 分以内に実施する。

(2) 原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷及び溶融の発生により、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却するための設備（表Ⅳ－４．４－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ② 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できず、かつ、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．４－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉圧力容器への注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
補助消火ポンプ及び補助消火水槽、消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉圧力容器への注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
原子炉浄化補助ポンプ、原子炉浄化系非再生熱交換器等	原子炉運転停止直後の原子炉を除熱するための十分な熱交換量が確保できず、また、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、原子炉浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却系の通水が可能であれば、原子炉圧力容器から除熱する手段となり得る。

IV-4.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等(第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係)

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項(以下「第48条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第48条等は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第48条等における「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失することを想定した上で、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設備及び手順等

ロ) 残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮し、炉心の著しい損傷等を防止するための設備及び手順等

また、上記イ)及びロ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

ニ) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、後述する第50条等要求事項ハ)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

申請者は、第48条等の要求事項（※⁸⁰）に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 所内車載代替の最終ヒートシンクシステムとして移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いた原子炉補機代替冷却を実施するための設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器フィルタベント系及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁸¹）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉補機代替冷却を実施するための移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器フィルタベント系及び手順等

(3) 規制委員会は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、第48条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

（※⁸⁰）申請者は、第48条等に規定する設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は以下のとおりとしている。

・炉心の熱を残留熱除去系から原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を介して最終ヒートシンクへ輸送する機能

（※⁸¹）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」並びに運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第48条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却。そのために、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、格納容器フィルタベント系（第1ベントフィルタスクラバ容器、遠隔手動弁操作機構等）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第48条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、必要な容量を確保した設計とする。
- c. 格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- d. 格納容器フィルタベント系の隔離弁は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。
- e. 格納容器フィルタベント系は、その使用時に想定される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価（※⁸²）を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)原子炉補機代替冷却に用いる移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電とし、大型送水ポン

(※⁸²) 格納容器フィルタベント系を使用した場合の敷地境界での線量評価については、「IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策」において整理

プ車をディーゼル駆動とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機海水ポンプに対して、電源の多様性を有していること、また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いる原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。以下同じ。）に対して独立性を有していること、さらに、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、設計基準事故対処設備である原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の原子炉補機海水ポンプと離れた屋外に保管及び設置することにより位置的分散が図られていること、b)移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は2セット（1セット各1台）確保し、さらに、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1セットを確保することで、必要な容量を確保した設計とすること、c)格納容器フィルタベント系は、最終的な熱の逃がし場を大気とし、代替電源からの給電とすることで、海が最終的な熱の逃がし場であり、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して多様性及び独立性を有していること、格納容器フィルタベント系は、原子炉建物内の設計基準事故対処設備である残留熱除去系と離れた位置に設置することにより位置的分散が図られていること、d)格納容器フィルタベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作機構を設け、手動操作を可能とすることにより、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 a.、c.、d. 及び e. の重大事故等対処設備の設計方針について、第48条等要求事項ハ) 及び同ニ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉補機冷却系の故障等により原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合には、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補機冷却水供給操作等を、計20名により、440分以内を実施する。
- b. 炉心損傷前において、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器

内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、格納容器隔離弁（第2弁）の操作等を計5名により、45分以内実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

（ア）格納容器代替スプレーが実施できない場合

（イ）格納容器代替スプレーによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合

この手順では、格納容器隔離弁（第1弁）の操作を1名により、10分以内実施する。

- c. 全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）等の現場操作を計5名により、80分以内実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

（ア）格納容器代替スプレーが実施できない場合

（イ）格納容器代替スプレーによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合

この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計2名により、90分以内実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を設定して明確化していること、b)現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと、f)炉心損傷前の格納容器ベントの開始を原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合において、格納容器代替スプレーが実施できない場合又は格納容器代替スプレーによりサプレッション・プール水位が

通常水位+約 1.3m に到達した場合としていること、g) 残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が可能であること、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能が使用可能であること、並びに可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能であることなどを確認した場合には、格納容器隔離弁（第 1 弁）を全閉し、格納容器ベントを停止する（※⁸³）ことを基本とし、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し適切に対応することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第 4 8 条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 4 8 条等要求事項イ) 及び同ロ) に対応するものであること、②a.、c.、d. 及び e. の設計方針が第 4 8 条等要求事項ハ) 及び同ニ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 8 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 8 条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 3 条等に適合するものと判断した。

（２）第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却並びに格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を必要な対策としている。これらの対策は、（１）①a. 及び b. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第 4 8 条等及び第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

（※⁸³）なお、格納容器隔離弁（第 1 弁）を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能がさらに 1 系統回復するなど、より安定的な状態になった場合に格納容器隔離弁（第 2 弁）を全閉にしている。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を構成するフロントライン系の機能を代替するための設備（表IV-4. 5-1参照）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。

- ① 残留熱除去ポンプの故障等により、最終ヒートシンクに熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水の確保が可能である場合、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補機冷却水の確保等を1名により、30分以内に実施する。
- ② 炉心損傷前において、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、格納容器隔離弁（第2弁）の操作等を1名により、20分以内に実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。
 - (ア) 格納容器代替スプレイが実施できない場合
 - (イ) 格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合この手順では、格納容器隔離弁（第1弁）の操作等を1名により、10分以内に実施する。
- ③ 全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベントラ

インによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）の現場操作等を計5名により、150分以内に実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

(ア) 格納容器代替スプレーが実施できない場合

(イ) 格納容器代替スプレーによりサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合

この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計2名により、90分以内に実施する。

(2) サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を代替するための大型送水ポンプ車（表Ⅳ－4. 5－1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。ここで、大型送水ポンプ車は、原子炉補機代替冷却の場合は重大事故等対処設備として使用するが、原子炉補機冷却系に直接海水を注水する場合は自主対策設備として使用する。

- ① 移動式代替熱交換設備の故障等により原子炉補機代替冷却ができない場合には、大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却系への海水注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大型送水ポンプ車の移動等を計11名により、420分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 5－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
残留熱代替除去ポンプ	残留熱除去系と同等の系統流量を確保できないものの、原子炉格納容器及び原子炉圧力容器へ注水し、循環冷却することにより、原子炉格納容器の減圧及び除熱を行うことが可能な設備であるため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する手段となり得る。
耐圧強化ベントライン	排出経路に空気作動の隔離弁を設置しており、人力により容易かつ確実に開操作することが困難であるものの、空気

	ボンベから駆動用ガスを供給し、操作を可能とすることで、格納容器フィルタベント系が使用できない場合は、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段となり得る。
大型送水ポンプ車（原子炉補機冷却系に直接海水を注水する場合）	原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を注水するため、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるものの、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）と合わせて使用することで、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段となり得る。

IV-4.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6関係）

本節では、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第49条等は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、並びに放射性物質の濃度を低下させる（炉心の著しい損傷が発生した場合に限る。以下本節において同じ。）ために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第49条等における「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等

ロ) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備 (ポンプ又は水源) が機能喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等

また、上記イ) 及びロ) の格納容器スプレイ代替注水設備については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。

なお、上記イ) の炉心損傷防止目的の設備と上記ロ) の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。

申請者は、第49条等の要求事項 (※⁸⁴) に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 格納容器代替スプレイ系 (常設) を用いた格納容器代替スプレイを実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等
- ② 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) を用いた格納容器代替スプレイを実施するための大量送水車の設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価 (第37条) (※⁸⁵) において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器代替スプレイを実施するための設備及び手順等
- ② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプ (格納容器冷却モード) を用いた原子炉格納容器からの除熱を実施するための常設代替交流電源設備等の設備及び手順等 (※⁸⁶)
- ③ 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却系喪失時に、電源又は原子炉補機冷却機能を復旧させることによる残留熱除去ポンプ (サブプレッショ

(※⁸⁴) 申請者は、第49条等に規定する設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は以下のとおりとしている。

・残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) の冷却機能

(※⁸⁵) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」についての有効性評価をいう。

(※⁸⁶) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

ン・プール水冷却モード)を用いたサプレッション・プール水の除熱を実施するための移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、常設代替交流電源設備等の設備及び手順等(※⁸⁷)

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)及び(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第49条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 格納容器代替スプレイ系(常設)を用いた格納容器代替スプレイ。
そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)を用いた格納容器代替スプレイ。
そのために、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. 及び b. の対策が第49条等要求事項イ) 及び同ロ) に対応するものであることを確認した。

(※⁸⁷) 原子炉補機代替冷却系に関する設備及び手順等については、「IV-4. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」において、代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な流量を有する設計とする。
- b. 低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の放射性物質の濃度を低下させるために必要な流量を有する設計とする。
- c. 低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有すること、b)低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車を用いた格納容器代替スプレイを行うことにより原子炉格納容器内の放射性物質の濃度を低下できること、c)低圧原子炉代替注水ポンプは、電源を空冷式の常設代替交流電源設備とし、水源を低圧原子炉代替注水槽とすることにより、電源が非常用交流電源設備であり、水源がサブプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、低圧原子炉代替注水ポンプを用いる格納容器代替スプレイ系（常設）は、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して独立性を有していること、さらに、低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して、位置的分散が図られていること、d)大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車を用いる格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して独立性を有していること、さらに、大量送水車は、屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して、位置的分散が図られていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 c. の重大事故等対処設備の設計方針について、第 49 条等要求事項ハ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第 43 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレー開始の判断基準（※⁸⁸）に到達した場合には、格納容器代替スプレー系（常設）を用いた格納容器代替スプレーの手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計 3 名により、30 分以内に実施する。
- b. 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレー開始の判断基準に到達した場合には、格納容器代替スプレー系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレーの手順に着手する（※⁸⁹）。この手順では、大量送水車の配備、ホース接続、系統の構成、大量送水車起動等を計 15 名により、130 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) 格納容器代替スプレー系（常設）及び格納容器代替スプレー系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレーについて、系統の構成、ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確保する

（※⁸⁸）以下のいずれかの条件に該当

（1）炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）

①圧力に係る条件

a. サプレッション・チェンバ圧力が 384kPa[gage] 以上の場合

②温度に係る条件

a. ドライウエル温度が 171℃に接近した場合

（2）炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）

①圧力に係る条件

a. ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が 640kPa[gage] 以上の場合

②温度に係る条件

a. ドライウエル温度が 190℃ 以上の場合

b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合

（※⁸⁹）格納容器代替スプレー系（常設）及び格納容器代替スプレー系（可搬型）による格納容器代替スプレーの準備を同時並行で実施し、判断基準に到達した場合の格納容器代替スプレーに使用する手段（自主対策設備を含む。）は、格納容器代替スプレー系（常設）、復水輸送系、消火系、格納容器代替スプレー系（可搬型）の順で選択する。

とともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第49条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第49条等要求事項イ)及び同ロ)に対応するものであること、②c.の設計方針が第49条等要求事項ハ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第49条等に従って適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ並びに全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器からの除熱及びサプレッション・プール水の除熱を必要な対策としている。このうち、格納容器代替スプレイの対策は、(1)①と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器からの除熱及びサプレッション・プール水の除熱については、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器からの除熱。そのために、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に電源又は原子炉補機冷却機能を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用

いたサブプレッション・プール水の除熱。そのために、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。

② 重大事故等対処設備の設計方針

①a. 及び b. で用いる代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において、①b. で用いる原子炉補機代替冷却系に関する設備及び手順等については、「IV-4. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」において整理する。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合であって、常設代替交流電源設備又は移動式代替熱交換設備により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用可能な状態に復旧し、原子炉格納容器内の圧力、温度等が残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準（※⁹⁰）に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を 1 名により、10 分以内に実施する。

（※⁹⁰）以下のいずれかの条件に該当

（1）炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）

①圧力に係る条件

- a. ドライウエル圧力が 13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が-381 cm（レベル 1）以下を経験し、原子炉水位が-539 cm（レベル 0）以上に維持されている場合
- b. サプレッション・チェンバ圧力が 13.7kPa [gage]以上で、24 時間継続した場合（サブプレッション・チェンバ内へのスプレイ）
- c. サプレッション・チェンバ圧力が 98kPa[gage]以上で 24 時間継続した場合
- d. サプレッション・チェンバ圧力が 245kPa[gage]以上の場合

②温度に係る条件

- a. ドライウエル温度が 171℃に接近した場合
- b. サプレッション・チェンバ温度が 104℃に到達前（サブプレッション・チェンバ内へのスプレイ）

③水位に係る条件

- a. サプレッション・プール水位が通常水位+1.29m 以上の場合

（2）炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）

①圧力に係る条件

- a. ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力が 245kPa[gage]以上の場合

②温度に係る条件

- a. ドライウエル温度が 171℃に到達した場合
- b. サプレッション・チェンバ温度が 104℃に到達した場合

- b. 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合であって、常設代替交流電源設備又は移動式代替熱交換設備により残留熱除去系が使用可能な状態に復旧した場合には、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を設定して明確化していること、b)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第49条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第49条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、フロントライン系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表IV-4.6-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、復水輸送系による格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、

系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を、A-残留熱除去系スプレー配管を使用する場合には1名により、20分以内に、B-残留熱除去系スプレー配管を使用する場合には計3名により、30分以内に実施する。

- ② 残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレー系（常設）及び復水輸送系による格納容器スプレーができず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレー開始の判断基準に到達した場合には、消火系による格納容器スプレーの手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプ又は消火ポンプの起動等を、A-残留熱除去系スプレー配管を使用する場合には、1名により、25分以内に、B-残留熱除去系スプレー配管を使用する場合には、計3名により、30分以内に実施する。
- ③ 格納容器代替スプレー系及び残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱ができない場合であって、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却系が復旧可能である場合には、ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ドライウェル冷却装置の起動等を計3名により、45分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 6－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
復水輸送ポンプ、 復水貯蔵タンク 等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。
補助消火ポンプ 及び補助消火水 槽、消火ポンプ及 びろ過水タンク 等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。
ドライウェル冷 却装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいものの、ドライウェル冷却装置が使用可能であれば、原子炉格納容器内を除熱するための手段となり得る。また、ドライウェル冷却装置が使用可能でない場合でも、冷却水の通水を継続することで、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和する手段となり得る。

IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等

(第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係)

本節では、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第50条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条第1項等」という。）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第50条第2項及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条第2項等」という。）は、発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、第50条第1項等の設備及び手順等に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第50条第3項では、第50条第2項の設備は、共通要因によって第50条第1項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならないことを要求している。

第50条第1項等における「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 格納容器代替循環冷却系及びその設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

第50条第2項等における「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすため

に必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

ロ) 格納容器圧力逃がし装置及びその設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

ハ) 上記ロ) の格納容器圧力逃がし装置については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこと。

- i) 排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
- ii) 可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。
- iii) 配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
- iv) 使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備及び手順等を整備すること。
- v) 隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
- vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
- vii) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。
- viii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
- ix) 長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
- x) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

また、上記イ) 及びロ) に関し、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 格納容器圧力逃がし装置は、格納容器代替循環冷却系に対して、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることにより、同時に過圧破損防止機能が損なわれるおそれがないようにすること。

ホ) 格納容器代替循環冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

申請者は、第50条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 代替循環冷却（残留熱代替除去ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器によるサプレッション・チェンバのプール水の冷却並びに原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーをいう。）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための残留熱代替除去系及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器フィルタベント系及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁹¹）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための残留熱代替除去系及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器フィルタベント系及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、第50条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

(※⁹¹) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第50条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、可搬式窒素供給装置及び遠隔手動弁操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第50条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

1) 残留熱代替除去系

- a. 残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉格納容器内を除熱できる容量を確保した設計とする。また、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。

2) 格納容器フィルタベント系

- a. 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための容量を確保した設計とする。
- b. 格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。
- c. 格納容器フィルタベント系は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

- d. 格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設計とする。
- e. 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、作業員の放射線防護を考慮し、資機材を用いることなく、遠隔手動弁操作機構によって人力で容易に操作可能な設計とする。
- f. 圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂し排気の妨げとならない設計とする。
- g. 格納容器フィルタベント系は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- h. 格納容器フィルタベント系使用時に高線量となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するための遮蔽壁等の放射線防護を考慮した設計とする。
- i. 格納容器フィルタベント系は、残留熱代替除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、多様性及び可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 残留熱代替除去系は、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、また、残留熱代替除去系の使用時は、系統配管の周辺が高線量となるため、使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計とすること、b) 格納容器フィルタベント系は、粒子状放射性物質に対して 99.9%以上、無機よう素に対して 99%以上、有機よう素に対して 98%以上の除去効率を有すること、また、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な減圧能力を有すること、c) 格納容器フィルタベント系は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを排出するためのバイパスラインを設置することで可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能なこと、d) 格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないこと、e) 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすること、f) 格納容器フィルタベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作機構により原子炉建物付属棟内から人力操作が可能であること、遠隔手動弁操作機構の操作場所には、必要に応じて遮蔽材を設置すること、g) 圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い約 80kPa[gage]にて

破裂する設計とすることで、排気の妨げとならないこと、h) 格納容器フィルタベント系は、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気を可能とし、サプレッション・チェンバ側からの排気では水面からの高さを確保すること、また、ドライウエル側からの排気では燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けないこと、i) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等の周囲に遮蔽壁を設置すること、j) 格納容器フィルタベント系は、残留熱代替除去系に対して原理の異なる冷却及び減圧手段を用いることにより多様性を有する設計とすること、k) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置である第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、原子炉建物外にある第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は、原子炉建物近傍の屋外に設置すること、残留熱代替除去ポンプは原子炉建物附属棟内に設置すること、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は原子炉建物から離れた屋外に分散して保管すること並びに格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は流路を分離することにより可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記2)の重大事故等対処設備の設計方針について、第50条等要求事項ハ)及び同ニ)に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- 1) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順
 - a. 炉心損傷を判断（格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合をいう。以下同じ。）し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸

素濃度が 4.4vol%（ドライ条件）以下の場合（※⁹²）には、残留熱代替除去系の手順に着手する。原子炉格納容器スプレイのみを行う場合、系統の構成、残留熱代替除去ポンプの起動等を計 3 名により、45 分以内に、原子炉圧力容器への注水も可能な場合、系統の構成、残留熱代替除去ポンプの起動等を計 3 名により、65 分以内に実施する。なお、原子炉補機冷却系が使用できない場合には、残留熱代替除去系の手順に着手する前に、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計 18 名により、系統の構成、移動式代替熱交換設備の移動等を 440 分以内に実施する。

2) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順

- a. 炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が 640kPa[gage]に到達（※⁹³）した場合又は原子炉建物原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度計の指示値が 2.1vol%に到達した場合は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための準備の手順に着手する。（※⁹⁴）この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器隔離弁（第 2 弁）の操作等を計 5 名により、45 分以内に、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第 2 弁）の現場操作等を計 5 名により、80 分以内に実施する。また、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する。

（ア）格納容器代替スプレイが実施できない場合

（イ）格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約 1.3m に到達した場合

（ウ）原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が 2.5vol%に到達した場合

この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器隔離弁（第 1 弁）の操作を 1 名により、10 分以内に、中央制御室から操作できず

（※⁹²）ただし、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.4vol%（ドライ条件）を超えている場合において、酸素濃度が 1.5vol%（ウェット条件）未満の場合は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内へのスプレイを実施することで、ドライウェル側とサプレッション・チェンバ側ガスの混合を促進させる。

（※⁹³）この場合、格納容器代替スプレイ系（常設）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却の実施と同時に、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

（※⁹⁴）なお、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

現場で操作を行う場合、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁(第1弁)の現場操作を計3名により、90分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に優先して実施するとしていること、b)系統の構成、隔離弁の手動開操作等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性及び作業性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないこと、f)外部水源により格納容器スプレイを継続している状態において、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合又は原子炉建物水素濃度が2.5vol%に到達した場合には格納容器ベントを実施することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記2) a. の手順等について、第50条等要求事項ホ)に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第50条等要求事項イ)及び同ロ)に対応するものであること、②2)の設計方針が第50条等要求事項ハ)及び同ニ)に対応するものであること、③2)a. の手順等が第50条等要求事項ホ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第50条等に従って適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。

また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第37条)において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、代替循環冷却及び格納容器ベントを必要な対策としている。これらの対策は、(1)①a. 及び①b. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第50条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための自主対策設備及び手順等並びに原子炉格納容器の負圧破損を防止するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するためのサプレッション・プール水 pH 制御系等（表Ⅳ－4. 7－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合には、原子炉格納容器内の pH 制御のための原子炉格納容器内への薬液（水酸化ナトリウム）注入の手順に着手する。この手順では、サプレッション・チェンバに注入する場合は、系統の構成、薬液注入等を1名により、約20分以内に、ドライウエルに注入する場合は、系統の構成、薬液注入等を計3名により、約45分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合においても、pH 制御したサプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼及び炭素鋼の腐食領域ではないこと、原子炉格納容器のシール材が耐アルカリ性を有していること等から他の設備に与える悪影響がないとしている。

(2) 原子炉格納容器の負圧破損を防止するための可搬式窒素供給装置及び手順等

申請者は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するための可搬式窒素供給装置（表Ⅳ－4. 7－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合には、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の負圧破損防止対策の手順に着手する。この手順では、可搬式窒素供給装置の移動等を計2名により、約120分以内に実施する。

規制委員会は、原子炉格納容器内のpH制御系の効果は確認していないものの、申請者の計画が、重大事故が発生した場合には、他の設備に悪影響を与えることなく実施される方針であることを確認した。また、申請者の自主的な対応を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． ７－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
サプレッション・プール水 pH 制御系等	サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。 重大事故等対処設備である第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られているものの、原子炉格納容器外へのよう素放出量をさらに低減する手段となり得る。
可搬式窒素供給装置	事象発生から 7 日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給が不要であるものの、その後の安定状態において、サプレッション・チェンバのプール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合には原子炉格納容器の負圧破損を防止する手段となり得る。

4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器）の並列設置

申請者は、格納容器フィルタベント系について、スクラバ容器 4 台を並列に設置する系統構成とし、この場合においても格納容器フィルタベント系の性能に影響はないとしていた。

これに対し、規制委員会は、その根拠について、各スクラバ容器へ流入するベントガス流量に差が生じた場合の性能への影響も含め、整理して提示するよう求めた。

申請者は、格納容器フィルタベント系の性能への影響を網羅的に抽出した上で、各スクラバ容器周りの配管圧損の差を小さくすることにより、スクラバ容

器1台当たりに流入するベントガス流量を一定以内とする設計上の考慮事項を示した。

これにより、規制委員会は、スクラバ容器4台を並列に設置する系統構成でも、格納容器フィルタベント系の性能への影響はないことを確認した。

IV-4.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8関係）

本節では、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項（以下「第51条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第51条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第51条等における「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水設備及び手順等

ロ) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等

また、上記イ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 可搬型の原子炉格納容器下部注水設備を用いる場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ) 原子炉格納容器下部注水設備は多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）。

ホ) 交流又は直流電源が必要な場合は、代替電源からの給電を可能とすること。

申請者は、第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等
- ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等
- ③ ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等
- ④ 原子炉圧力容器への注水を実施するための高圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車、ほう酸水注入ポンプ等の設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁹⁵）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、以下を整備する方針としている。

- ① 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等
- ② ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器への注水を実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等（※⁹⁶）が、第51条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

（※⁹⁵）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

（※⁹⁶）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を含む。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第51条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、コリウムシールド及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車及びコリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車及びコリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.、b.及びc.の対策が第51条等要求事項イ)、d.の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車は、互いに多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、低圧原子炉代替注水ポンプは、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。さらに、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車による原子炉格納容器下部への注水は、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に必要な水量を確保できるとともに、溶融炉心が落下した後に溶融炉心を冠水できる設計とする。
- b. コリウムシールドは、溶融炉心のドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの流入を抑制する設計とする。

- c. 高圧原子炉代替注水ポンプ、ほう酸水注入ポンプ及び低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 低圧原子炉代替注水ポンプは、駆動源を常設代替交流電源設備とし、水源を低圧原子炉代替注水槽とすること、大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、互いに多様性を有していること、また、ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽から格納容器スプレイ・ヘッダまで常設配管とすること、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、可搬型設備を水源から原子炉建物まで接続し、原子炉建物から原子炉格納容器下部まで専用の常設配管とすることで、建屋内の構造上の流路も含め互いに独立性を有していること、さらに、低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置すること、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することにより、互いに位置的分散が図られていること、b) 低圧原子炉代替注水ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備から給電が可能であること、大量送水車はディーゼル駆動であり、電源を必要としないこと、c) 原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部へ接続された常設配管により直接注水すること又はドライウェル内にスプレイした水が原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに、落下後の熔融炉心を冷却するために必要な水量としてペDESTAL水位 2.4m を確保できるとともに、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合において、崩壊熱相当以上の注水を行うことにより熔融炉心を冠水できる設計とすること、d) コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合において、格納容器下部への注水と併せて、熔融炉心のドライウェル機器ドレンサンブ及びドライウェル床ドレンサンブへの流入によるコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、必要な厚さを有する設計とすることを確認した。

なお、高圧原子炉代替注水ポンプについては「IV-4.2 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設備及び手順等」において、低圧原子炉代替注水ポンプについては「IV-4.4 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設備及び手順等」において整理する。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第51条等要求事項ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

- a. 炉心損傷を判断した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ペDESTAL代替注水系（常設）によるスプレイ管を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、30分以内を実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部へのスプレイ管を用いた注水の手順に着手する。この手順では、注水隔離弁の開操作等を1名により、10分以内を実施する。
- b. 炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を計15名により、130分以内を実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、ペDESTAL代替注水系（可搬型）を使用する場合には、系統の構成等を計3名により、10分以内に、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を

使用する場合には、注水隔離弁の開操作等を計2名により、10分以内に実施する。

- c. 炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びスプレイ管が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を計15名により、130分以内に実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、注水隔離弁の開操作等を計2名により、10分以内に実施する。

2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止

- a. 炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压であり、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高压原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、高压原子炉代替注水ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。
- b. 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低压原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低压原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内に実施する。
- c. 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低压原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計15名により、130分以内に実施する。
- d. 上記 a.、b. 又は c. のいずれかを実施する場合であって、ほう酸水注入系が使用可能な場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、ほう酸水注入ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための手順として、1) a.、b.、c.の順にそれぞれ設定して明確化していること、b)原子炉格納容器下部への注水、原子炉压力容器への注水等について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第51条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第51条等要求事項イ)及び同ロ)に対応するものであること、②の設計方針が第51条等要求事項ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第51条等に従って適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第37条)において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水並びに熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水を必要な対策としている。これらの対策は、(1)①b.、c.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が有効性評価(第37条)において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第51条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等並びに熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（表IV-4.8-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却
 - a. 炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用できない場合には、原子炉圧力容器が破損に至る前の初期水張りを行うため、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を1名により、10分以内に実施する。
 - b. 炉心損傷を判断し、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、原子炉圧力容器が破損に至る前の初期水張りを行うため、消火系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内に実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、消火系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を1名により、10分以内に実施する。

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための設備及び手順等

申請者は、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための設備（表Ⅳ－４．８－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器へ高圧での注水ができない場合には、制御棒駆動水压系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、制御棒駆動水压ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。
- ② 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ③ 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．８－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段及び原子炉圧力容器への注水手段となり得る。
補助消火ポンプ及び補助消火水槽並びに消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段及び原子炉圧力容器への注水手段となり得る。

制御棒駆動水圧ポンプ等	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、水源等が重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
-------------	--

IV-4. 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設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9関係）

本節では、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項（以下「第52条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第52条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第52条等における「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 原子炉格納容器内を不活性化する設備及び手順等
- ロ) 水素を原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止する設備、放射性物質を低減する設備並びに水素及び放射性物質濃度を測定する設備及びそれらの手順等
- ハ) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる水素濃度監視設備及び手順等
- ニ) 上記イ)、ロ) 及びハ) については、交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。
- ホ) 水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

申請者は、第52条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器内から水素及び酸素を排出するための格納容器フィルタベント系及び手順等
- ③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素濃度計 (B系) 並びに手順等
- ④ 上記設備のための常設代替交流電源設備等の代替電源設備及び手順等 (※⁹⁷)

(2) 申請者は、有効性評価 (第37条) (※⁹⁸) において、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及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器内から水素ガス及び酸素ガスを排出するための設備及び手順等
- ③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等
- ④ 上記設備のための代替電源設備及び手順等

(3) 規制委員会は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第52条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第52条等に適合するものと判断した。また、有効性評価 (第37条) において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記(1)及び(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

(※⁹⁷) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※⁹⁸) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「水素燃焼」についての有効性評価をいう。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の不活性化。そのために、可搬式窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉起動時に窒素ガス制御系を用いて原子炉格納容器内を窒素ガスにより置換することから、原子炉運転中において原子炉格納容器内は不活性化した状態が維持されている。
- b. 格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出。これには、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、格納容器フィルタベント系により放射性物質を低減すること並びに排出経路に第1ベントフィルタ出口水素濃度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することを含む。そのために、格納容器フィルタベント系、可搬式窒素供給装置、第1ベントフィルタ出口水素濃度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.の対策が第52条等要求事項イ)に、b.の対策が同ロ)に、c.の対策が同ハ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内を不活性化するために必要な容量を有する設計とする。
- b. 格納容器フィルタベント系は、排出経路での水素爆発を防止できる設計とする。また、原子炉格納容器内から排出されるガスに含まれる

放射性物質を低減できる設計とする。さらに、排出経路の水素濃度の監視及び放射性物質濃度の推定ができる設計とする。

- c. 格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素濃度計 (B系) は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定ができる計測範囲とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 格納容器フィルタベント系、第1ベントフィルタ出口水素濃度計、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素濃度計 (B系) は、代替電源設備から給電できる設計とする。なお、可搬式窒素供給装置は専用の電源を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃領域とならないよう抑制できる設計とすること、b) 格納容器フィルタベント系は、あらかじめ系統内を窒素で置換しておくことで、使用時に排出経路内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域とならないようにすること、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減すること、排出経路の配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を設置することにより放射線量を測定し放射性物質濃度を推定すること、排出経路に第1ベントフィルタ出口水素濃度計を設置することにより水素濃度を監視すること、c) 格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素濃度計 (B系) は、計測誤差を考慮した上で、適切な計測範囲を確保していること (※⁹⁹)、他の設備と電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさないこと、d) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は代替電源設備である SA 用 115V 系蓄電池等から給電できる設計とすること、e) 格納容器フィルタベント系、第1ベントフィルタ出口水素濃度計、格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素

(※⁹⁹) 具体的な計測範囲は以下のとおり。

格納容器水素濃度計 (SA) : 0~100vol%

格納容器酸素濃度計 (SA) : 0~25vol%

格納容器水素濃度計 (B系) : 0~5vol%及び0~100vol%

格納容器酸素濃度計 (B系) : 0~5vol%及び0~25vol%

濃度計（B系）は代替電源設備である常設代替交流電源設備等から給電できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第52条等要求事項ニ）に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷を判断し、格納容器内の除熱を開始した場合に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができない場合には、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の手順に着手する。この手順では、可搬式窒素供給装置の配備、ホース接続、系統の構成、装置の起動等を計2名により、120分以内に実施する。なお、窒素ガス制御系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施する。
- b. 炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、格納容器内の酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）かつ1.5vol%（ウェット条件）に到達した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計3名により、55分以内に実施する。なお、第1ベントフィルタ出口水素濃度計に関する手順等については、「IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等」に含まれる。
- c. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視を1名により、45分以内に実施する。
- d. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電を確認した後及び原子炉補機代替冷却系によるサンプルガスの冷却機能を確保した後

に手順に着手する。この手順では、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要なサンプリングポンプの起動等を 1 名により、10 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 必要な手順等を明確化していること、b) 必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと、f) 原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前に実施することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第 5 2 条等要求事項ホ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が、第 5 2 条等要求事項イ)、同ロ) 及び同ハ) に対応するものであること、②d. の設計方針が第 5 2 条等要求事項ニ) に対応するものであること、③の手順等が第 5 2 条等要求事項ホ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第 5 2 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 2 条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 3 条等に適合するものと判断した。

(2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、評価項目(f)「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の不活性化、水素濃度及び酸素濃度の監視、及びこれらの設備への代替電源からの給電としている。これらの対策は(1) ①a. 及び c. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備

及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第52条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度制御及び低減のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系(表IV-4.9-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手する。この手順では、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を1名により、20分以内に実施する(※¹⁰⁰)。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備(表IV-4.9-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計(A系)及び格納容器酸素濃度計(A系)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。この手順では、格納容器水素濃度計(A系)及び格納容器酸素濃度計(A系)は通常監視中であるが、全交流動力電源喪失後の再起動等を1名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

(※¹⁰⁰) 可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は、180分以内としている。

表Ⅳ－４．９－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
可燃性ガス濃度制御系	炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下での水素の処理に期待できず、また、原子炉格納容器内の圧力に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する手段となり得る。
格納容器水素濃度計（Ａ系）及び格納容器酸素濃度計（Ａ系）	原子炉格納容器内の圧力及び温度に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する手段となり得る。

Ⅳ－４．１０ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０関係）

本節では、水素爆発による原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０項（以下「第５３条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第５３条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第５３条等における「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ）水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）及び手順等
- ロ）想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備

ハ) 上記イ) 及びロ) については、交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計及び手順等
- ② 水素濃度を測定し監視するための原子炉建物内水素濃度計及び手順等
- ③ 上記設備のための SA 用 115V 系蓄電池等の代替電源設備及び手順等 (※¹⁰¹)

(2) 規制委員会は、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第53条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 原子炉建物内の水素濃度上昇の抑制。そのために、電源を必要としない静的触媒式水素処理装置並びに静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 原子炉建物内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建物水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。

(※¹⁰¹) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

規制委員会は、a. の対策が第53条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- b. 静的触媒式水素処理装置は、適切な位置に配置され、水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。
- c. 原子炉建物水素濃度計は、適切な位置に配置され、原子炉建物内の水素濃度の測定ができる計測範囲を有する設計とする。
- d. 静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計及び原子炉建物内水素濃度計は、代替電源設備から給電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)静的触媒式水素処理装置は、重大事故等時の水素ガス及び酸素ガスの再結合反応による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計は水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とすること、b)静的触媒式水素処理装置は、水素ガスの効率的な除去を考慮して原子炉建物原子炉棟4階壁面近傍等に分散させた配置とすること、静的触媒式水素処理装置の台数の設定に当たっては、水素ガス発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する量(約1000kg)、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値(10%/日)とし、ガス状酸素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建物原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計(18個)とすること、c)原子炉建物水素濃度計は、原子炉建物原子炉棟内に分散させた配置とし、計測誤差を考慮した上で、0~10vol%又は0~20vol%を計測範囲としていることにより適切な計測範囲を確保していること、d)静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計及び原子炉建物水素濃度計は代替電源設備であるSA用115V系蓄電池等から給電できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第53条等要求事項ハ)に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員による準備や起動操作は不要である。炉心損傷を判断した場合には、静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計の作動状況確認及び原子炉建物水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視等を1名で実施する。なお、非常用ガス処理系が運転している際に、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が1.8vol%に到達した場合には、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の停止操作等を1名により、5分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第53条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第53条等要求事項イ)及び同ロ)に対応するものであること、②の設計方針が第53条等要求事項ハ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第53条等に従って適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制及び原子炉建物原子炉棟内からの水素ガス排出のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制のための設備及び手順等

申請者は、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を防止することにより水素ガスの漏えいを抑制するための原子炉ウェル代替注水系（表IV-4.10-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171°C を超えるおそれがある場合には、原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を 13 名により、130 分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合、注水によりドライウェル主フランジ締付ボルトが冷却されたときに発生する応力が降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはないことなどから他の設備に与える悪影響がないとしている。

(2) 原子炉建物原子炉棟内からの水素ガス排出のための設備及び手順等

申請者は、原子炉建物原子炉棟内からの水素ガス排出のための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（表IV-4.10-1参照）を用いた主な手順等は、以下のとおりとしている。

- ① 原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガス排出の手順に着手する。この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放等を計 4 名により、90 分以内に実施する。なお、上記の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合には、放水砲を用いた原子炉建物への放水を実施する（※¹⁰²）。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

(※¹⁰²) 放水砲に関する設備及び手順等については、「IV-4.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

表Ⅳ－４．１０－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉ウェル代替注水系	原子炉格納容器からの水素ガスの漏えいを防止する効果に不確かさがあるものの、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建物原子炉棟内への水素ガスの漏えいを抑制するための手段となり得る。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	放射性物質の低減機能がないものの、原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合は、原子炉建物原子炉棟内における水素ガスの滞留を防止するための手段となり得る。

Ⅳ－４．１１ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１関係）

本節では、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項（以下「第５４条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

(１) 第５４条第１項及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項（以下「第５４条第１項等」という。）は、想定事故１又は想定事故２が発生した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第５４条第２項及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項（以下「第５４条第２項等」という。）は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第54条第1項等における「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型代替注水設備（注水ライン、ポンプ等）及び手順等

ロ) 使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等

第54条第2項等における「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

ハ) 可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン、ポンプ等）及び手順等

ニ) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備及び手順等

さらに、第54条等における使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下に掲げる設備及び手順等としている。

ホ) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率を計測するための設備及び手順等

ヘ) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視するための設備及び手順等
また、上記イ)、ハ) 及びホ) については、それぞれ以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ト) 上記イ) の代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

チ) 上記ハ) のスプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

リ) 上記ホ) の計測設備は、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

ヌ) 上記ホ) の計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第54条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 燃料プールへの代替注水のための大量送水車等の設備及び手順等

- ② 燃料プールからの除熱のための移動式代替熱交換設備等の設備及び手順等
- ③ 燃料プールへのスプレイのための大量送水車等の設備及び手順等
- ④ 原子炉建物への放水のための大型送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等（※¹⁰³）
- ⑤ 状態監視（燃料プールの温度、水位等の計測）のための燃料プールの監視設備及び手順等
- ⑥ 燃料プールの監視設備に給電するための常設代替交流電源設備等の代替電源設備及び手順等（※¹⁰⁴）

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※¹⁰⁵）において、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 燃料プールへの代替注水を行うための設備及び手順等
- ② 燃料プールを監視するための設備及び手順等
- ③ 燃料プールの監視設備のための代替電源設備及び手順等

(3) 規制委員会は、燃料プールの冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第54条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

（※¹⁰³）原子炉建物への放水に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 2 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

（※¹⁰⁴）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

（※¹⁰⁵）貯蔵槽内燃料体等の損傷防止対策の有効性評価のうち「想定事故1」及び「想定事故2」についての有効性評価をいう。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 燃料プールへの代替注水。そのために、大量送水車、常設スプレーヘッド、可搬型スプレーノズル及び可搬型ストレーナを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱。そのために、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 燃料プールへのスプレー及び原子炉建物への放水砲等による放水。そのために、大量送水車、常設スプレーヘッド、可搬型スプレーノズル及び可搬型ストレーナ並びに大型送水ポンプ車及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 燃料プールの状態監視及び燃料プールの監視設備への給電。そのために、燃料プール水位計 (SA)、燃料プール水位・温度計 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 及び燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。) 並びに常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第54条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) 及び同ニ) に、d. の対策が同ホ) 、同ヘ) 及び同ヌ) に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大量送水車は、設計基準対象施設の注水設備に対して多様性を有し、また、位置的分散が図られる設計とする。
- b. 大量送水車及び常設スプレーヘッドによる代替注水及びスプレーは、燃料プールの水位が低下した場合でも放射線量が高くなるおそれの少ない屋外で操作可能な設計とする。

- c. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）並びに燃料プールの監視設備は他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 代替注水設備である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、燃料プールの冷却設備若しくは注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合において、貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる設計とする。
- e. スプレイ設備である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、燃料プールからの大量の水の漏えいが発生し、燃料プールへの注水を実施しても水位の低下が継続する場合に、燃料損傷を緩和できる設計とする。
- f. 燃料プールの監視設備は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
- g. 燃料プールの監視設備は、代替電源設備から給電できる設計とする。
- h. 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、燃料プールを除熱できる容量を確保した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、駆動源が非常用交流電源設備であり、水源がサプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車は屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して位置的分散が図られていること、b)常設スプレイヘッドを使用した代替注水及びスプレイは、燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも燃料プールに接近する必要がないよう、原子炉建物の外での操作が可能な設計とすること、c)ポンプ類、発電機類、水位計、温度計、線量率計等は、通常運転時には系統から分離すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、d)大量送水車が燃料プールの水位を維持するために必要な容量を有すること、e)燃料損傷を緩和するため、スプレイ設備である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は燃料プール全域に必要な流量でスプレイできる設計とすること、f)燃料プール水位計（SA）、燃料プール水位・温度計（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状

態監視が可能な設計とすること、g)燃料プールの監視設備は代替電源設備である常設代替交流電源設備等からの給電に対応した設計とすること、h)移動式代替熱交換設備は、燃料プールを冷却するために必要な除熱能力を有すること、i)大型送水ポンプ車は、燃料プールの冷却を行うために必要な量の水を移動式代替熱交換設備へ給水できるものであること、j)移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、3セット(1セット各1台を2セット及び予備1セット)を保有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 d.、e. 及び f. の重大事故等対処設備の設計方針について、第54条等要求事項ト)、同チ)及び同リ)に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

1) 燃料プールへの注水の手順

- a. 燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車の配置、系統の構成等を計13名により、130分以内に実施する。
- b. 上記 a. の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)が使用できない場合には、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由し、燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内に実施する
- c. 上記 b. の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由できない場合には、原子炉建物原子炉棟西側扉を経由し、燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内に実施する。

2) 燃料プールへのスプレイの手順

- a. 燃料プールへの注水を行っても、水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備、系統の構成等を計13名により、130分以内に実施する。なお、1) a. の手順により燃料プールへの注水を行っている場合は、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による継続的なスプレイが可能であり、操作は不要である。
- b. 上記 a. の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）が使用できない場合には、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由し、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内に実施する。なお、1) b. の手順により燃料プールへの注水を行っている場合は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による継続的なスプレイが可能であり、操作は不要である。
- c. 上記 b. の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由できない場合には、原子炉建物原子炉棟西側扉を経由し、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内に実施する。なお、1) c. の手順により燃料プールへの注水を行っている場合は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による継続的なスプレイが可能であり、操作は不要である。

3) 燃料プールの監視

重大事故等対処設備のうち、常設設備である燃料プール水位計(SA)、燃料プール水位・温度計(SA)、燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)及び燃料プール監視カメラ(SA)(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)は、設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。なお、燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した

後に手順に着手する。この手順では、電源確認、燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動等を計3名により、25分以内に実施する。

4) 燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱

- a. 全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却系の機能喪失により燃料プールからの除熱機能が失われた後、常設代替交流電源設備等からの給電が完了している場合であって、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系による補機冷却水が確保されている場合には、燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱の手順に着手する。この手順では、燃料プール冷却ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順等を明確化していること、b)大量送水車等による代替注水及びスプレイの手順等について、接続作業、ポンプの起動等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c)大型送水ポンプ車の配置、ホースの接続等、冷却水の供給作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、d)移動経路を確保していること、e)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、f)必要な通信連絡設備を確保していること、g)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第54条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第54条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)、同ホ)、同ヘ)及び同ヌ)に対応するものであること、②d.、e.及びf.の設計方針が第54条等要求事項ト)、同チ)及び同リ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第54条等に従って適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、燃料プールへの注水、燃料プールの監視及び燃料プールの監視設備への代替電源設備による給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a. 及び d. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、燃料プールの冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第54条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、燃料プールへの代替注水及び漏えい緩和のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等

申請者は、燃料プールへの代替注水のための設備（表IV-4.11-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプ等の起動、燃料プールへの注水等を計3名により、40分以内に実施する。

(2) 燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等

申請者は、燃料プールからの大量の水の漏えいを緩和するための設備（表IV-4.11-1参照）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報が発生した場合であって、燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和の手順に着手する。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計4名により、90分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１１－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
補助消火ポンプ及び補助消火水槽並びに消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、燃料プールへの注水の代替手段となり得る。
ステンレス鋼板、シール材、接着剤及び吊り降ろしロープ	燃料プールに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。

Ⅳ－４．１２ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第５５条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１２関係）

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第５５条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１２項（以下「第５５条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

(１) 第５５条等は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等の整備を要求している。

第５５条等における「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉建屋に放水できる設備及び手順等

ロ) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備及び手順等

また、上記イ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災

に対応できること。

ニ) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。

ホ) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、発電所内原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

申請者は、第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉建物に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための大型送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等

② 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するための放射性物質吸着材、シルトフェンス等の設備及び手順等

③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器等の設備及び手順等

(2) 規制委員会は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

a. 放水設備による原子炉建物への放水。そのために、大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器を重大事故等対処設備として新たに整備する。

b. 原子炉建物への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。その

ために、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第55条等要求事項イ) 及び同ハ) に、b. の対策が同ロ) に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大型送水ポンプ車及び放水砲は、海を水源とし、移動又は車両により運搬でき、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できるとともに、原子炉建物の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とする。大型送水ポンプ車は、1台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台）、放水砲は、1台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台）を保管する。
- b. 大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、移動又は車両により運搬でき、航空機燃料火災に対応するため、海を水源として泡消火薬剤と混合しながら複数の方向から原子炉建物周辺に向けて放水できる設計とする。泡消火薬剤容器は、5個（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計6個）を保管する。
- c. 海洋への放射性物質の拡散を抑制するシルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、2号炉放水接合槽用の設置場所に2本（バックアップを含めて合計4本）、輪谷湾用の設置場所に32本（バックアップを含めて、合計34本）とする。放射性物質吸着材は、放水した水が流れ込む3箇所の雨水排水路集水柵に設置する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 大型送水ポンプ車、放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉建物の屋上まで放水できること、移動又は車両により運搬できるため、原子炉建物に対して、複数の方向から放水できること、b) 航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、大型送水ポンプ車、泡消火薬剤容器等により泡消火薬剤を混合し、放水砲による泡消火ができる仕様であること、c) 放水砲による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、雨水排水路集水柵に放射性物質吸着材を設置し、また、発電所から海洋への流出箇所の2号炉放水接合槽及び輪谷湾にシルトフェンスを設置することにより放射性物質の拡散の抑制を図る

方針であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第55条等要求事項(二)及び同ホ)に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合には、大型送水ポンプ車及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う手順に着手する。この手順では、大型送水ポンプ車を取水箇所周辺に配置し、大型送水ポンプ車から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計12名により、270分以内を実施する。手順に着手したときの状況が継続し、放射性物質吸着材の設置を完了している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合は、原子炉建物内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合、燃料プールにスプレイができない場合、又はモニタリング・ポストの指示値が一桁上昇した場合には、大型送水ポンプ車及び放水砲による放水を開始する。この手順では、放水開始までの作業を計5名により、10分以内を実施する。
- b. 大型送水ポンプ車及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合には、放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制の手順に着手する。この手順では、雨水排水路集水柵(3箇所)への放射性物質吸着材の設置作業を計5名により、260分以内を実施する。
- c. 放射性物質吸着材の設置完了後にシルトフェンスの設置が可能な状況である場合には、シルトフェンスを用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、2号炉放水接合槽への1重目の設置を計7名により、180分以内を実施し、輪谷湾への1重目の設置を計7名により、24時間以内を実施する。さらに、緊急時対策本部の指示により、各設置場所に、2重目のシルトフェンスを設置する。

- d. 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建物周辺への泡消火の手順に着手する。この手順では、大型送水ポンプ車を取水箇所周辺に配置し、放水砲及び泡消火薬剤容器を大型送水ポンプ車に接続後、大型送水ポンプ車を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計 12 名により、310 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 必要な手順を明確化していること、b) 大型送水ポンプ車、放水砲等により、原子炉建物又は原子炉建物周辺へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉建物等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡手段を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第 5 5 条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 5 5 条等要求事項イ)、同ロ) 及び同ハ) に対応するものであること、②a. 及び b. の設計方針が第 5 5 条等要求事項ニ) 及び同ホ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第 5 5 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 5 条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 3 条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、航空機衝突による航空機燃料火災時に泡消火を実施するための自主対策設備及び手順等並びに原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等

申請者は、航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備（表Ⅳ－4. 1 2－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

る。

- ① 航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車又は小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲による泡消火の手順に着手する。この手順では、水源として消火栓、ろ過水タンク、補助消火水槽、純水タンク又は海水を使用し、ホースを敷設後、化学消防自動車等を起動し泡消火を開始する。以上の作業を、小型放水砲を使用しない場合、計7名により、70分以内に実施し、小型放水砲を使用する場合、計7名により、100分以内に実施する。

(2) 原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等

申請者は、原子炉建物へ放水する場合には、原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備（表IV-4. 1 2 - 1 参照）を必要に応じて用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 1 2 - 1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車、小型放水砲等	大型送水ポンプ車に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、早期に消火活動を開始できるため、航空機燃料飛散によるアクセスルート及び建物への延焼拡大を防止するための手段となり得る。
ガンマカメラ及びサーモカメラ	大気への放射性物質の放出を直接抑制する手段ではないものの、原子炉建物へ放水する際に、放射性物質及び熱を検出するための手段となり得る。

IV-4. 1 3 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等（第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13関係）

本節では、重大事故等の収束に必要なとなる水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13項（以下「第56条等」

- という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
 - ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

- (1) 第56条等は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第56条等における「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる設備及び手順等

ロ) 複数の代替淡水源(貯水槽、ダム又は貯水池等)が確保されていること。

ハ) 海を水源として利用できること。

また、上記イ)、ロ)及びハ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。

ホ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

ヘ) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

申請者は、第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時又は低圧時に原子炉圧力容器へ注水するための代替水源(サプレッション・チェンバ)の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉圧力容器へ注水するための代替水源(低圧原子炉代替注水槽)の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水するための代替

水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の確保と水を供給するための設備及び手順等

- ④ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水するための海を代替水源とした海水を供給するための設備及び手順等
- ⑤ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための設備及び手順等
- ⑥ 低圧原子炉代替注水槽へ海水を補給するための設備及び手順等
- ⑦ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）へ海水を補給するための設備及び手順等
- ⑧ 淡水から海水への水源切替のための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時又は低圧時に原子炉圧力容器へ注水するための水源（サプレッション・チェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉圧力容器へ注水するための代替水源（低圧原子炉代替注水槽）の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水するための代替水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ④ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、重大事故等の収束に必要となる水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等が、第56条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順

(1) 第56条等の規制要求に対する設備及び手順

① 対策と設備

申請者は、第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備等を整備するとしている。

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の高圧原子炉代替注水系又は原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水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、残留熱除去ポンプ及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）からの注水。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの大量送水車による海水の注水。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 低圧原子炉代替注水槽への淡水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 低圧原子炉代替注水槽への海水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- g. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への海水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- h. 淡水から海水への水源切替。そのために、大量送水車及び構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）（※¹⁰⁶）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

（※¹⁰⁶）輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺で土石流が発生した場合には、水源を海に切り替える必要があることから、構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）により土石流の発生状況を確認する。

規制委員会は、a.、b.、c.、d.、e.、f.及びg.の対策が第56条等要求事項イ)及び同ニ)に、c.及びe.の対策が同ロ)に、d.、f.及びg.の対策が同ハ)に、c.、d.、e.、f.及びg.の対策が同ホ)に、h.の対策が同ヘ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 低圧原子炉代替注水系（常設）に使用する低圧原子炉代替注水槽は、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、原子炉建物原子炉棟内に設置するサブプレッション・チェンバと位置的分散を図る設計とする。
- b. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。
- c. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源として原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水するために使用する大量送水車は、屋外に保管し、原子炉建物原子炉棟内に設置する残留熱除去ポンプと位置的分散を図る設計とする。
- d. 低圧原子炉代替注水槽並びに輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への淡水又は海水の補給に使用する大量送水車は、屋外の異なる位置に分散して保管することで位置的分散を図る設計とする。また、低圧原子炉代替注水槽の代替水源として、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を複数の淡水源として確保する設計とする。
- e. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源として燃料プールへの注水を行うために使用する大量送水車は、屋外に保管し、原子炉建物原子炉棟内の燃料プール冷却ポンプと位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、原子炉建物原子炉棟内に設置するサブプレッション・チェンバと位置的分散を図ること、b)低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とすることで、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とすること、c)

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源とした注水を行うための大量送水車は、屋外に保管することで原子炉建物原子炉棟内の残留熱除去ポンプと位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できること、d) 低圧原子炉代替注水槽並びに輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への淡水又は海水の補給について、使用する大量送水車を屋外の異なる位置に分散して保管することで位置的分散を図るとともに、代替水源として、複数の代替淡水源に加え、海を水源として利用できること、e) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源として燃料プールへの注水を行うために使用する大量送水車は、屋外に保管することで原子炉建物原子炉棟内の燃料プール冷却ポンプと位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第56条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等の発生時において、設計基準事故対処設備による原子炉圧力容器への注水ができず（※¹⁰⁷）、原子炉水位低（レベル3）以上を維持できない場合のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水の手順については、「IV-4.2 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設備及び手順等」及び「IV-4.4 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設備及び手順等」における手順等と同じである。
- b. 重大事故等の発生時において、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧原子炉代替注水槽を水源とした注水の手順については、「IV-4.4 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設備及び手順等」における手順等と同じである。
- c. 重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ等を水源とした原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの注水ができない場合には、輪谷貯水槽（西1）及び輪

(※¹⁰⁷) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の時は、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の時は、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

谷貯水槽（西 2）を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 12 名により、130 分以内に実施する。

- d. 重大事故等の発生時において、淡水の注水ができない場合、海を水源とした原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 12 名により、130 分以内に実施する。
- e. 重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽からの原子炉圧力容器への注水等を行う場合には、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子炉代替注水槽への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 13 名により、130 分以内に実施する。
- f. 重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等を行う場合であって、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）等が使用できない場合には、海水を低圧原子炉代替注水槽に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 13 名により、130 分以内に実施する。
- g. 重大事故等の発生時において、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器への注水等が開始された場合であって、淡水を輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）に補給できない場合には、海水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 12 名により、150 分以内に実施する。
- h. 重大事故等の発生時において、淡水を水源とした送水若しくは補給ができない場合又は輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）周辺で土石流が発生した場合には、水源を淡水から海水へ切り替える手順に着手する。原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの注水を淡水から海水に切り替える手順は、d. の手順と同様であり、低圧原子炉代替注水槽への補給を淡水から海水に切り替える手順は、f. の手順と同様であり、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）への補給を淡水から海水に切り替える手順は、g. の手順と同様である。

規制委員会は、申請者の計画において、a) サプレッション・チェンバが水源として使用できない場合、代替水源である低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）並びに海水の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、重

大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、b)代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、ホース及び移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡手段を確保していること、e)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第56条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第56条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)、同ホ)及び同へ)に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第56条等に従って適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、炉心を十分に冷却するため、原子炉格納容器の破損を防止するため及び燃料プールを冷却するために、低圧原子炉代替注水槽又はサブプレッション・チェンバを水源とする原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とする注水、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽への補給に必要な対策とそのための重大事故等対処設備及び手順等を整備するとしている。これらの対策は、(1)①a.、b.、c.及びe.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束に必要な水を提供するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第56条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 淡水タンク（純水タンク等）から原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水する設備及び手順等

申請者は、淡水タンクを水源とした注水のための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、補助消火水槽、輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした注水ができない場合には、淡水タンクを水源とした大量送水車による注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を、ろ過水タンクを使用する場合には計 12 名により、150 分以内に、純水タンクを使用する場合には計 15 名により、120 分以内に実施する。

(2) 淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽へ補給する設備及び手順等

申請者は、淡水タンクを水源とした補給のための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、淡水タンクが使用可能で、輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給ができない場合には、淡水タンクを水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 13 名により、150 分以内に実施する。

(3) 復水貯蔵タンクへ補給する設備及び手順等

申請者は、復水貯蔵タンクから原子炉圧力容器等へ注水する場合における復水貯蔵タンクへ補給するための設備（表Ⅳ－４．１３－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、復水貯蔵タンクを水源として、各種注水を行う場合で、復水貯蔵タンクの水が枯渇するおそれがある場合には、輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）又は淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を、輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を使用する場合には計 13 名により、130 分以内に、淡水タンクを使用する場合には計 13 名により、150 分以内に実施する。

(4) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する設備及び手順等

申請者は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から原子炉圧力容器等へ注水する場合における輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給するための設備（表IV-4. 13-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水が枯渇するおそれがある場合には、輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計6名により、80分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 13-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
淡水タンク（ろ過水タンク、純水タンク）等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、重大事故等の収束に必要な水を確保するための代替水源となり得る。
復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、淡水又は海水を利用した原子炉圧力容器等への注水手段となり得る。
輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）	地震時にはスロッシング等の影響を受け保有水が減少する可能性があるが、耐震性は確保されており、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する手段となり得る。

IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 14関係）

本節では、電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第57条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.14項（以下「第57条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第57条等は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するため、必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第57条等における「必要な電力を確保するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）及びその設備による必要な電力を確保するための手順等
- ロ) 常設代替電源設備として設置する交流電源設備及びその設備による必要な電力を確保するための手順等
- ハ) 上記イ) 及びロ) の設備は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とすること。
- ニ) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の給電が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には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。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、電気の供給を行うことが可能であること。
- ホ) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備
- ヘ) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できる手順等
- ト) 複数号機が設置されている発電所では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続する手順等。敷設したケーブル等が利用できない状況に備えた予備のケーブル等を用意すること。
- チ) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備

を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

申請者は、第57条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機による給電を実施するための設備及び手順等
 - ② 号炉間電力融通ケーブル(常設)又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)により代替電源(交流)からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため自主対策設備として整備する。
 - ③ 可搬型代替交流電源設備として高圧発電機車による給電を実施するための設備及び手順等
 - ④ 所内常設蓄電式直流電源設備(常設代替直流電源設備を含む。)として、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)及びSA用115V系蓄電池による給電を実施するための設備及び手順等
 - ⑤ 常設代替直流電源設備としてSA用115V系蓄電池による給電を実施するための設備及び手順等
 - ⑥ 可搬型直流電源設備として高圧発電機車による給電を実施するための設備及び手順等
 - ⑦ 代替所内電気設備による代替電源からの給電を実施するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価(第37条)において、電源の確保のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① ガスタービン発電機による給電を実施するための設備及び手順等
 - ② B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)及びSA用115V系蓄電池を代替直流電源として給電を実施するための設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等が、第57条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第57条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。
- 規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。
- なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)及び(2)に記

載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 常設代替交流電源設備からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 可搬型代替交流電源設備からの給電。そのために、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電。そのために、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)及びSA用115V系蓄電池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-115V系蓄電池を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 常設代替直流電源設備からの給電。そのために、SA用115V系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 可搬型直流電源設備からの給電。そのために、高圧発電機車、SA用115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 代替所内電気設備による給電。そのために、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SAコントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA電源切替盤及び重大事故操作盤を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.の対策が第57条等要求事項(イ)、b.及びe.の対策が同イ)、c.及びd.の対策が同ニ)、f.の対策が同チ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 非常用高圧母線に接続されたガスタービン発電機及び高圧発電機車は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池 (SA)、230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。
- c. 可搬型直流電源設備である高圧発電機車は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、高圧発電機車は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。
- d. 緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤及び重大事故操作盤は、設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、これらは、設置場所で操作可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) ガスタービン発電機、高圧発電機車、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤及び重大事故操作盤は設計基準事故対処設備に対して独立した電路で接続されることなどにより独立性を有していること、設計基準事故対処設備とは異なる区画において整備するなど位置的分散を図ること、b) 高圧発電機車は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり直流電源の供給が可能な設計とすること、c) B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、8 時間経過した時点で必要な負荷以外の切離し等により計 24 時間の給電が可能な設計とすること、SA 用 115V 系蓄電池及び 230V 系蓄電池 (RCIC) は、負荷の切離しを行わずに 24 時間の給電が可能な設計とすること、d) 所内電気設備は、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤及び重大事故操作盤を設けること

などにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能が維持され、これらは設置場所で操作が可能であり接近性を有する設計であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 a.、c. 及び d. の重大事故等対処設備の設計方針について、第 57 条等要求事項ハ)、同ホ) 及び同チ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第 43 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電の手順に着手する。この手順では、代替所内電気設備へ給電する場合には、起動操作、給電の確認等を 1 名により、10 分以内に、非常用所内電気設備に給電する場合には、起動操作、給電の確認等を計 3 名により、70 分以内実施する (※¹⁰⁸)。
- b. 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、高圧発電機車を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、高圧発電機車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計 6 名により、275 分以内実施する。
- c. 全交流動力電源が喪失し、B-115V 系充電器、B1-115V 系充電器 (SA) 及び SA 用 115V 系充電器並びに 230V 系充電器 (RCIC) の交流入力電源が喪失した場合には、B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び SA 用 115V 系蓄電池並びに 230V 系蓄電池 (RCIC) を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順では、給電が自動動作となるため、受電状況を各充電器盤で確認する。
- d. 全交流動力電源が喪失し、8 時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合又は B-115V 系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合には、現場において B-115V 系蓄電池の不要な直流負荷の切離し及び B-115V 系蓄電池から B1-115V 系蓄電池 (SA) の切替えの手順に着手する。この

(※¹⁰⁸) ガスタービン発電機による非常用高圧母線 D 系の受電完了までは 40 分以内に、非常用高圧母線 C 系の受電完了までは 70 分以内実施。

手順では、不要な負荷の切離し及び蓄電池の切替えを計 3 名により、30 分以内に実施する。

- e. 全交流動力電源が喪失し、24 時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、高圧発電機車を用いた可搬型直流電源設備による給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計 6 名により、310 分以内に実施する。
- f. 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 C 系及び D 系が同時に機能喪失し、ガスタービン発電機からも給電ができない場合には、高圧発電機車を用いた SA ロードセンタ及び SA コントロールセンタへの給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 4 名により、275 分以内に実施する。
- g. 大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車及び可搬式窒素供給装置の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、各機器への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリへの補給等を、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、計 2 名により、110 分以内に、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、計 2 名により、150 分以内に実施する（※¹⁰⁹）。その後、高圧発電機車等への燃料補給を、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、70 分以内に、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、75 分以内に順次実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を交流電源喪失時の対応手順として a.、b. の順に、また、直流電源喪失時の対応手順として c.、d.、e. の順に設定して明確化していること、b) 代替電源からの給電、燃料補給の手順等について、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 b. 及び e. の手順等について、第 5 7 条等要求事項へ）に対応するものであることを確認した。

(※¹⁰⁹) 2 回目以降のタンクローリへの燃料補給は、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用する場合には、35 分以内に、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用する場合には、45 分以内に実施する。

また、規制委員会は、これらの手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 5 7 条等要求事項イ)、同ロ)、同ニ) 及び同チ) に対応するものであること、②a.、c. 及び d. の設計方針が第 5 7 条等要求事項ハ)、同ホ) 及び同チ) に対応するものであること、③b. 及び e. の手順等が第 5 7 条等要求事項ヘ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第 5 7 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 7 条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 3 条等に適合するものと判断した。

(2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第 3 7 条)において、必要な電力を確保するために、ガスタービン発電機を常設代替交流電源設備とした給電並びに B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池 (SA)、230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池を代替直流電源とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ① a.、c. 及び d. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価(第 3 7 条)において、電源の確保に関して必要となる重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第 5 7 条等及び第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、電源の確保に関する機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 電源の確保に関する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、電源の確保に関する機能を回復させるための設備(表Ⅳ-4. 1 4-1 参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、非常用コントロールセンタ切替盤を用いたガスタービン発電機からの給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 3 名により、75 分以内を実施する。
- ② 全交流動力電源喪失後、24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合であって、可搬型直流電源設備による給電ができない場合には、直流給電車等による B-115V 系直流盤、230V 系直流盤 (RCIC)、B1-115V 系直流盤 (SA) 又は 230V 系直流盤 (常用) への給電の手順に着手する。この手順では、直流給電車の移動、電路の構成、給電操作等を計 5 名により、255 分以内を実施する。
- ③ 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル (常設) を用いた 1 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 3 名により、95 分以内を実施する。
- ④ 外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル (常設) による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル (可搬型) を用いた 1 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 6 名により、265 分以内を実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． 14－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
非常用コントロールセンタ切替盤	給電開始までに時間を要するものの、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段になり得る。
直流給電車等	直流電源を供給するため、高圧発電機車に直流給電車を接続する必要があるため、給電開始までに時間を要するものの、直流電源の確保ができない場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。
号炉間電力融通ケーブル (常設)	耐震性は確保されていないもの、当該電路及び1号炉の非常用ディーゼル発電機の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	給電開始までに時間を要するものの、号炉間電力融通ケーブル（常設）の代替手段となり得る。
------------------	---

IV-4.15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15関係）

本節では、計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15項（以下「第58条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第58条等は、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第58条等における「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定するための設備及び手順等
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定めておくこと。
- ロ) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測し、又は監視し、及び記録する設備及び手順等
- ハ) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測し、又は監視する手順等（テスター又は換算表等）

また、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること（最高計測可能温度等）。

申請者は、第58条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等
- ② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等
- ③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等
- ④ パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等
- ⑤ 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること（最高計測可能温度等）。

(2) 規制委員会は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等が、第58条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたものの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（※¹¹⁰）（表Ⅳ－４．１５－１参照）を選定し、重要代替監視パラメータ（※¹¹¹）を計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電及び可搬型計測器による計測。そのために、常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備（※¹¹²）並びに可搬型計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）としてSPDSデータ表示装置、データ収集サーバ及びSPDS伝送サーバを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、発電用原子炉施設の状態を把握するための当該パラメータの他チャンネル（※¹¹³）による計測及び重要代替監視パラメータの計測による当該パラメータの推定。そのために、当該パラメータの重要計器の他チャンネル（以下「重要計器（他チャンネル）」（※¹¹⁴）という。）及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第58条等要求事項イ）及び同ロ）に、b. の対策が同ハ）に、c. の対策が同ロ）に対応するものであることを確認した。また、d. の対策が第58条等要求事項のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであることを確認した。

（※¹¹⁰）申請者は、第58条等に規定する「重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」を「重要監視パラメータ」と定義し、当該パラメータを計測する機器を「重要計器」と定義している。

（※¹¹¹）申請者は、重要監視パラメータを推定するための代替のパラメータを「重要代替監視パラメータ」と定義している。

（※¹¹²）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４．１４ 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理

（※¹¹³）チャンネルとは、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をいう。

（※¹¹⁴）申請者は、「当該パラメータの重要計器（他チャンネル）」と記載しているが、本節では「重要計器（他チャンネル）」と記載

表Ⅳ－４．１５－１ 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹¹⁵)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ¹¹⁶)
原子炉圧力容器内の 温度	原子炉圧力容器 温度 (SA) (0～ 500℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・原子炉圧力 (SA) (0～11MPa) (※ ¹¹⁷)	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して、500℃までを監視可能。
原子炉圧力容器内の 圧力	原子炉圧力 (SA) (0～ 11MPa)	弾性圧力 検出器 (※ ¹¹⁸)	・原子炉圧力 (0～10MPa) ・原子炉圧力容器温度 (SA) (0～500℃) (※ ¹¹⁷)	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa) の1.2倍 (10.34MPa) を監視可能。
原子炉圧力容器内の 水位	原子炉水位 (広 帯域) (-400～ 150cm) (※ ¹¹⁹)	差圧式 水位検 出器 (※ ¹²⁰)	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・原子炉水位 (SA) (-900～150cm) (※ ¹¹⁹) (※ ¹²¹) ・高圧原子炉代替注水流量 (0～150m ³ /h) (※ ¹²²) ・原子炉圧力 (SA) (0～11MPa) 及びサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) (0～1,000kPa[abs]) (※ ¹²³)	重大事故等時における炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3～8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能。
	原子炉水位 (燃料 域) (-800～ 300cm) (※ ¹¹⁹)			
原子炉圧力容器への 注水量	高圧炉心スプレ イポンプ出口流 量 (0～ 1,500m ³ /h)	差圧式 流量検 出器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～150cm) (※ ¹¹⁹)	重大事故等時の高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m ³ /h) を監視可能。
	高圧原子炉代替 注水流量 (0～ 150m ³ /h)	差圧式 流量検 出器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～150cm) (※ ¹¹⁹)	重大事故等時の高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (93m ³ /h) を監視可能。
	原子炉隔離時冷 却ポンプ出口流 量 (0～ 150m ³ /h)	差圧式 流量検 出器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～150cm) (※ ¹¹⁹)	重大事故等時の原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m ³ /h) を監視可能。
	低圧炉心スプレ イポンプ出口流 量 (0～ 1,500m ³ /h)	差圧式 流量検 出器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～150cm) (※ ¹¹⁹)	重大事故等時の低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1,314m ³ /h) を監視可能。
	代替注水流量 (常設) (0～ 300m ³ /h)	超音波 式流量 検出器 (※ ¹²⁶)	・低圧原子炉代替注水槽水位 (0～1,500m ³) (※ ¹²⁷) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～150cm) (※ ¹¹⁹)	重大事故等時の低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (230m ³ /h) を監視可能。
	残留熱除去ポン プ出口流量 (0～	差圧式 流量検	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵)	重大事故等時の残留熱除去ポンプの最大注水量 (1,380m ³ /h) を監視可能。

(※¹¹⁵) 複数ある重要代替計器の代表を記載。

(※¹¹⁶) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

(※¹¹⁷) 原子炉圧力容器内が飽和状態と仮定し、原子炉圧力容器温度又は原子炉圧力を推定。

(※¹¹⁸) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (基準面器からの水頭圧を含む。) と大気圧の差を計測。

(※¹¹⁹) 基準点 (0mm) は、気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベル (底部) より 1,328cm)。

(※¹²⁰) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (基準面器からの水頭圧を含む。) と原子炉圧力容器下部の差圧を計測。

(※¹²¹) 原子炉水位 (SA) は、原子炉水位 (燃料域) と同じ基準面器で計測器が異なる。

(※¹²²) 原子炉圧力容器への注水量、崩壊熱除去による蒸発量及び直前の水位から炉心の冠水を推定。

(※¹²³) LOCA の発生がなく、水位が主蒸気配管より上になるまで注水した場合には、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から炉心の冠水を推定。

(※¹²⁴) 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。

(※¹²⁵) サプレッション・プール水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

(※¹²⁶) 検出器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することで、流量を計測。

(※¹²⁷) 低圧原子炉代替注水槽水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

	1, 500m ³ /h)	出器 (※ ¹²⁴)	・原子炉水位 (広帯域) (-400～150cm (※ ¹¹⁹))	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 (0～50m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～150cm (※ ¹¹⁹))	重大事故等時の残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水流量 (30m ³ /h) を監視可能。
	低圧原子炉代替注水流量 (0～200m ³ /h) 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) (0～50m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・原子炉水位 (広帯域) (-400～150cm (※ ¹¹⁹)) ・原子炉水位 (燃料域) (-800～-300cm (※ ¹¹⁹)) ・原子炉水位 (SA) (-900～150cm (※ ¹¹⁹)) (※ ¹²¹)	重大事故等時の大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設) (0～300m ³ /h)	超音波式流量検出器 (※ ¹²⁶)	・低圧原子炉代替注水槽水位 (0～1, 500m ³) (※ ¹²⁷) ・ドライウエル圧力 (SA) (0～1, 000kPa [abs])	重大事故等時の低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (230m ³ /h) を監視可能。
	ペDESTAL代替注水流量 (0～150m ³ /h) ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) (0～50m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・ペDESTAL水位 (+0.1m、+1.2m、+2.4m、+2.4m) (※ ¹²⁸) ・ドライウエル水位 (-3.0m、-1.0m、+1.0m) (※ ¹²⁸)	重大事故等時の大量送水車を用いたペDESTAL代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 (0～150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・残留熱代替除去系原子炉注水流量 (0～50m ³ /h) ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力 (0～3MPa)	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。
	格納容器代替スプレイ流量 (0～150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・ドライウエル水位 (-3.0m、-1.0m、+1.0m) ・ペDESTAL水位 (+0.1m、+1.2m、+2.4m、+2.4m)	重大事故等時の大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) (0～300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・ペDESTAL温度 (SA) (0～300℃)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。さらに可搬型計測器にて 1, 200℃まで計測可能。
	ペDESTAL温度 (SA) (0～300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・ドライウエル温度 (SA) (0～300℃)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。さらに可搬型計測器にて 1, 200℃まで計測可能。
	ペDESTAL水温度 (SA) (0～300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル)	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) (0～200℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・サブプレッション・プール水温度 (SA) (0～200℃) (※ ¹²⁹)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。
	サブプレッション・プール水温度 (SA) (0～200℃)	测温抵抗体	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・サブプレッション・チェンバ温度 (SA) (0～200℃) (※ ¹²⁹)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa) におけるサブプレッション・プール水の飽和温度 (約 178℃) を監視可能。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) (0～1, 000kPa [abs])	弾性圧力検出器 (※ ¹³⁰)	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) (0～1, 000kPa [abs]) (※ ¹³¹)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa) を監視可能。

(※¹²⁸) ペDESTAL水位及びドライウエル水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

(※¹²⁹) 空気温度と水温が平衡状態と仮定し、空気温度又は水温を推定。

(※¹³⁰) 隔液ダイアフラムにかかるドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力の絶対圧力を計測。

(※¹³¹) サブプレッション・チェンバ圧力は、ドライウエル圧力-12kPa からドライウエル圧力+3.4kPa の範囲で推移。

		サブプレッショ ン・チェンバ圧 力 (SA) (0～ 1,000kPa[abs])	弾 性 圧 力 検 出 器 (※ ¹³⁰)	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル) ・ドライウエル圧力 (SA) (0～ 1,000kPa[abs]) (※ ¹³¹)	重大事故等時において、原子炉格納容 器の限界圧力 (2Pd : 853kPa) を監視 可能。
原子炉格納容器内の 水位		ドライウエル水 位 (-3.0m、- 1.0m、+1.0m (※ ¹³²))	電 極 式 水 位 検 出 器	・サブプレッショ ン・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m (※ ¹³⁴)) ・代替注水流量 (常設) (0～ 300m ³ /h) (※ ¹³³)	重大事故等時において、熔融炉心の冷 却に必要な原子炉格納容器下部への 事前注水量を監視可能。残留熱代替除 去系による代替循環冷却実施時にお けるペデスタル代替注水系 (可搬型) の崩壊熱に余裕を見た注水の停止を 判断できる位置 (格納容器底面+1.0m) を監視可能。
		サブプレッショ ン・プール水位 (SA) (-0.80～ 5.50m (※ ¹³⁴))	差 圧 式 水 位 検 出 器 (※ ¹³⁵)	・代替注水流量 (常設) (0～ 300m ³ /h) (※ ¹³³) ・低圧原子炉代替注水流量 (0～ 200m ³ /h) (※ ¹³³)	ウェットウェルベント操作可否判断 を把握できる範囲 (通常水位+0～ 1.3m) を監視可能。 (サブプレッショ ン・プールを水源とす る非常用炉心冷却系の起動時に想定 される変動 (低下) 水位 : -0.5m につ いても監視可能。)
		ペデスタル水位 (+0.1m、 +1.2m、+2.4m、 +2.4m (※ ¹³⁶))	電 極 式 水 位 検 出 器	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル) ・代替注水流量 (常設) (0～ 300m ³ /h) (※ ¹³³)	重大事故等時において、原子炉格納容 器下部に熔融炉心の冷却に必要な水 深 (+2.4m) があることを監視可能。
原子炉格納容器内の 水素濃度		格納容器水素濃 度 (SA) (0～ 100vol%) (※ ¹³⁷)	熱 伝 導 式 水 素 検 出 器	・格納容器水素濃度 (B 系) (0～ 5vol%/0～100vol%) (※ ¹³⁸)	重大事故等時において、原子炉格納容 器内の水素濃度が変動する可能性の ある範囲 (0～90.4vol%) を監視可能。
原子炉格納容器内の 酸素濃度		格納容器酸素濃 度 (SA) (0～ 25vol%) (※ ¹³⁷)	磁 気 力 式 酸 素 検 出 器	・格納容器酸素濃度 (B 系) (0～ 5vol%/0～25vol%) (※ ¹³⁸)	重大事故等時において、原子炉格納容 器内の酸素濃度が変動する可能性の ある範囲 (0～4.4vol%) を監視可能。
原子炉格納容器内の 放射線量率		格納容器雰囲気 放射線モニタ (ドライウエル) (10 ⁻² ～ 10 ⁵ Sv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル)	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後 に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を 監視可能。
		格納容器雰囲気 放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ) (10 ⁻² ～ 10 ⁵ Sv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル)	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後 に炉心損傷した場合は約 10Sv/h) を 監視可能。
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中 性 子 束	中性子源領域計 装 (10 ⁻¹ ～10 ⁶ s ⁻¹ (1.0×10 ³ ～1.0 ×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹))	核 分 裂 計 数 管	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル) ・平均出力領域計装 (0～125% (1.2×10 ¹² ～2.8×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹)) (※ ¹³⁹)	原子炉の停止時から起動時の中性子 束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定でき る範囲を超えた場合は、中間領域計 装、平均出力領域計装によって監視 可能。
		中間領域計装 (0～40%又は0 ～125% (1.0×10 ⁸ ～	核 分 裂 電 離 箱	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル) ・平均出力領域計装 (0～125% (1.2×10 ¹² ～2.8×10 ¹⁴ cm ⁻² ・s ⁻¹))	原子炉の停止時から起動時の中性子 束を監視可能。 なお、中間領域計装が測定できる範 围を超えた場合は、平均出力領域計装に

(※¹³²) 基準点 (0mm) は、格納容器底面 (EL. 10100)。

(※¹³³) 流量と注入時間から水位を推定。

(※¹³⁴) 基準点 (0m) は、サブプレッショ
ン・プール通常水位 (EL. 5610)。

(※¹³⁵) 隔液ダイアフラムにかかるサブプレッショ
ン・チェンバ圧力 (基準面器からの水頭圧を含む。) とサブプレ
ッショ
ン・プール下部の差圧を計測。

(※¹³⁶) 基準点 (0mm) は、コリウムシールド上表面 (EL. 6706)。

(※¹³⁷) 格納容器水素濃度 (SA) は熱伝導式水素検出器、格納容器酸素濃度 (SA) は磁気力式酸素検出器を用い
て計測。

(※¹³⁸) 格納容器水素濃度 (B 系) 及び格納容器酸素濃度 (B 系) は、格納容器雰囲気モニタの B 系を指す。

(※¹³⁹) 原子炉起動時の中性子束を監視可能。

		$1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		1)) (※ ¹³⁹)	よって監視可能。
		平均出力領域計装 (0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$))	核分裂電離箱	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・中間領域計装 (0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)) (※ ¹⁴⁰) ・中性子源領域計装 ($10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)) (※ ¹⁴⁰)	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を行うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。
最終ヒートシンクの確保 (残留熱代替除去系)	残留熱代替除去系系統水の温度	サブプレッション・プール水温度 (SA) (0~200°C)	测温抵抗体	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・サブプレッション・チェンバ温度 (SA) (0~200°C) (※ ¹²⁹)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa) におけるサブプレッション・プール水の飽和温度 (約 178°C) を監視可能。
		残留熱除去系熱交換器出口温度 (0~200°C)	熱電対	・サブプレッション・プール水温度 (SA) (0~200°C)	重大事故等時の残留熱代替除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185°C) を監視可能。
	残留熱代替除去系流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 (0~50m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・原子炉水位 (広帯域) (-400~150cm (※ ¹¹⁹)) ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 (0~150m ³ /h)	重大事故等時の残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m ³ /h) を監視可能。
		残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 (0~150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・残留熱代替除去系原子炉注水流量 (0~50m ³ /h) ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力 (0~3MPa)	重大事故等時の残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。
最終ヒートシンクの確保 (格納容器フィルタベント系)	格納容器フィルタベント系の水位	スクラバ容器水位	差圧式水位検出器 (※ ¹⁴¹)	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル)	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲 (1,700~1,900mm) 及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲を監視可能。
	格納容器フィルタベント系の圧力	スクラバ容器圧力 (0~1MPa)	弾性圧力検出器 (※ ¹⁴²)	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・ドライウエル圧力 (SA) (0~1,000kPa[abs]) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) (0~1,000kPa[abs]) (※ ¹⁴³)	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力 (0.853MPa) が監視可能。
	格納容器フィルタベント系の温度	スクラバ容器温度 (0~300°C)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル)	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用温度 (200°C) が監視可能。
	格納容器フィルタベント系の放射線量率	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ($10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h} / 10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$)	電離箱	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル)	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 $1.6 \times 10^1 \text{Sv/h}$) (※ ¹⁴⁴)、格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 $6.5 \times 10^{-2} \text{mSv/h}$) を監視可能。
	格納容	第1ベントフィ	熱伝導	・多重性を有する重要計器の予備	格納容器ベント停止後の窒素による

(※¹⁴⁰) 中性子源領域計装、中間領域計装が測定できる領域を超えた場合には平均出力領域計装によって監視可能。

(※¹⁴¹) 隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器内の圧力 (気相部) とスクラバ容器下部の差圧を計測。

(※¹⁴²) 隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器圧力と大気圧の差を計測。

(※¹⁴³) 傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を確認する。

(※¹⁴⁴) 原子炉停止後に炉心損傷し、格納容器ベント開始を原子炉停止後1時間と想定した線量率。

	器フィルタバント系出口の水素濃度	ルタ出口水素濃度 (0~20vol%/0~100vol%)	式水素検出器	・格納容器水素濃度 (B系) (0~5vol%/0~100vol%) 又は格納容器水素濃度 (SA) (0~100vol%) (※ ¹⁴⁵)	パージを実施する際、第1バントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを監視可能。
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	残留熱除去系系統水の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 (0~200℃)	熱電対	・原子炉压力容器温度 (SA) (0~500℃) (※ ¹⁴⁶) ・サブプレッション・プール水温度 (SA) (0~200℃)	重大事故等時の残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185℃) を監視可能。
		残留熱除去系熱交換器出口温度 (0~200℃)	熱電対	・残留熱除去系熱交換器入口温度 (0~200℃) (※ ¹⁴⁷) ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量 (0~1,500m ³ /h)	重大事故等時の残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185℃) を監視可能。
	残留熱除去系系統水の流量	残留熱除去ポンプ出口流量 (0~1,500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・残留熱除去ポンプ出口圧力 (0~4MPa)	重大事故等時の残留熱除去ポンプの最大注水量 (1,380m ³ /h) を監視可能。
格納容器バイパスの監視	原子炉压力容器内水位及び圧力	原子炉水位 (広帯域) (-400~150cm (※ ¹¹⁹))	差圧式水位検出器 (※ ¹²⁰)	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・原子炉水位 (SA) (-900~150cm (※ ¹¹⁹)) (※ ¹²¹)	重大事故等時における炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能。
		原子炉水位 (燃料域) (-800~-300cm (※ ¹¹⁹))			
		原子炉圧力 (SA) (0~11MPa)	弾性圧力検出器 (※ ¹¹⁸)	・原子炉圧力 (0~10MPa) ・原子炉压力容器温度 (SA) (0~500℃) (※ ¹¹⁷)	重大事故等時において原子炉压力容器最高使用圧力 (8.62MPa) の1.2倍 (10.34MPa) を監視可能。
	ドライウエルの温度及び圧力	ドライウエル温度 (SA) (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・ドライウエル圧力 (SA) (0~1,000kPa[abs]) (※ ¹⁴⁸)	重大事故等時において、原子炉格納容器的限界温度 (200℃) を監視可能。さらに可搬型計測器にて1,200℃まで計測可能。
		ドライウエル圧力 (SA) (0~1,000kPa[abs])			
	原子炉格納容器外の系統圧力	原子炉格納容器外低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 (0~5MPa)	弾性圧力検出器 (※ ¹⁴⁹)	・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※ ¹⁵⁰)	重大事故等時の低圧炉心スプレイ系の運転時における、低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力 (2.0MPa) を監視可能。
残留熱除去ポンプ出口圧力 (0~4MPa)		弾性圧力検出器 (※ ¹⁴⁹)	・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※ ¹⁵⁰)	重大事故等時の残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力 (約1.0MPa) を監視可能。	
水源の確保	水源の水位	サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80~5.50m) (※ ¹³⁴)	差圧式水位検出器 (※ ¹³⁵)	・高圧原子炉代替注水流量 (0~150m ³ /h) 又は原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (0~150m ³ /h) (※ ¹³³) ・残留熱除去ポンプ出口流量 (0~1,500m ³ /h) (※ ¹³³)	ウェットウエルバント操作可否判断を把握できる範囲 (通常水位+0~1.3m) を監視可能。(サブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -0.5m についても監視可能。)
		低圧原子炉代替注水槽水位 (0~1,500m ³)	差圧式水位検出器 (※ ¹⁵¹)	・代替注水流量 (常設) (0~300m ³ /h) (※ ¹³³) ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 (0~4MPa) (※ ¹⁵²)	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端 (0~1,495m ³) を監視可能である。

(※¹⁴⁵) 第1バントフィルタ出口水素濃度は、格納容器内の気体が通過することから格納容器内水素濃度とほぼ同じ濃度となる。

(※¹⁴⁶) 原子炉压力容器温度と残留熱除去系熱交換器入口温度の関係 (実績値) を基に推定。

(※¹⁴⁷) 熱交換器ユニットの熱交換量 (設計値) を用いて水温を推定。

(※¹⁴⁸) 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。

(※¹⁴⁹) 隔液ダイアフラムにかかるポンプ出口圧力を計測。

(※¹⁵⁰) 定期試験時に漏えいがあった場合に推定。

(※¹⁵¹) 隔液ダイアフラムにかかる水槽の水頭圧と大気圧の差から水量を計測。

(※¹⁵²) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から水位が確保されていることを推定。

原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 (0~10vol% / 0~20vol%)	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・静的触媒式水素処理装置入口温度 (0~100℃) 及び静的触媒式水素処理装置出口温度 (0~400℃) (※ ¹⁵³)	重大事故等時において、原子炉建物内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未滿に低減する。)	
燃料プールの監視	燃料プールの水位及び温度	燃料プール水位・温度 (SA) (-1,000~6,710mm (※ ¹⁵⁴)、0~150℃)	熱電対	・燃料プール水位 (SA) (-4.30~7.30m) ・燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) (高レンジ 10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h、低レンジ 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h) (※ ¹⁵⁵)	重大事故等時において、変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。 重大事故等時において、変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。
		燃料プール水位 (SA) (-4.30~7.30m (※ ¹⁵⁴))	ガイドパルス式水位検出器 (※ ¹⁵⁶)	・燃料プール水位・温度 (SA) (-1,000~6,710mm、0~150℃) ・燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) (高レンジ 10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h、低レンジ 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h) (※ ¹⁵⁵)	重大事故等時において、変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。
燃料プールの放射線量率	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) (高レンジ 10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h、低レンジ 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h)	電離箱	・燃料プール水位 (SA) (-4.30~7.30m (※ ¹⁵⁴)) ・燃料プール水位・温度 (SA) (-1,000~6,710mm (※ ¹⁵⁴)、0~150℃) (※ ¹⁵⁵)	重大事故等において、変動する可能性がある放射線量率の範囲 (10 ⁻³ ~10 ⁷ mSv/h) にわたり監視可能。	
燃料プールの状態	燃料プール監視カメラ (SA)	赤外線カメラ	・燃料プール水位 (SA) (-4.30~7.30m (※ ¹⁵⁴)) ・燃料プール水位・温度 (SA) (-1,000~6,710mm (※ ¹⁵⁴)、0~150℃)	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	

・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。

・重要計器に故障の疑いがある場合の複数ある推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力 (最高計測可能温度等) を明確にする。
- b. 設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。
- c. 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等への対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録する。

(※¹⁵³) 静的触媒式水素処理装置の熱電対で測定される入口と出口の温度差で推定。

(※¹⁵⁴) 基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL. 35518)。

(※¹⁵⁵) 遮蔽計算により算出した水位と線量率の関係により推定。

(※¹⁵⁶) パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等）を明確にしていること、b) 重要代替計器及び可搬型計測器は、設計基準を超える状態において、発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していること、c) 安全パラメータ表示システム（SPDS）等は、重大事故等への対応に必要となるパラメータを監視し、及び記録する機能を有するとともに一定期間保存する容量を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 a. の重大事故等対処設備の設計方針について、第 58 条等要求事項ニ）に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第 43 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する。この手順では、重要計器（他チャンネル）の確認を 1 名により実施する。
- b. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器（他チャンネルを含む。）の故障が疑われる場合又は重大事故等時に監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。この手順では、重要代替計器の確認、パラメータの推定を計 2 名により実施する。
- c. 重大事故等時に、監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ、かつ、重要代替計器によるパラメータの推定ができない場合、又は重大事故等時に計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視ができない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順

に着手する。この手順では、1 測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計 2 名により、20 分以内に実施する。

- d. 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）によるパラメータの記録の手順に着手する。この手順では、パラメータの記録が自動動作となるが、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。
- e. 全交流動力電源が喪失し、8 時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合又は B-115V 系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電の手順に着手する。この手順では、B-115V 系蓄電池から SA 用 115V 系蓄電池への切替え操作等を計 2 名により、10 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 推定する手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) パラメータの推定に当たり、複数の代替パラメータの中から計測される値の確からしさを考慮し、使用する代替のパラメータの優先順位を定めて有効な情報を把握するとしていること、c) 可搬型計測器によるパラメータの監視手順については、計測範囲、測定場所を明確にするとともに換算表等を整備し、必要な教育を行うこととしていること、d) 安全パラメータ表示システム（SPDS）等により、重大事故等への対応に必要となるパラメータが記録されるとともに、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存すること、e) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、f) 必要な通信連絡設備を確保していること、g) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が上記の手順等について、第 5 8 条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 5 8 条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ) に対応するものであり、かつ、第 5 8 条等要求事項のうち計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであること、②a. の設計方針が第 5 8 条等要求事項ニ) に対応

するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第58条等に従って適切に整備される方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、重要計器（他チャンネル）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 15-2参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器（他チャンネルを含む。）の故障が疑われる場合又は重大事故等時に監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの常用計器の他チャンネル（以下「常用計器（他チャンネル）」という。）、当該パラメータの重要代替監視パラメータを計測する常用計器（以下「常用代替計器」という。）による当該パラメータの推定に着手する。

(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 直流電源喪失により、温度、圧力、水位及び注水量等のパラメータが監視できない場合の直流給電車等による電源機能回復に関する手順等（※¹⁵⁷）。

(※¹⁵⁷) 直流給電車に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． １５－２ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
主要パラメータの常用計器（他チャンネル）及び常用代替計器	重大事故等対処設備に要求される耐震性又は耐環境性がないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。 例) 常用代替計器である制御棒手動操作・監視系は、中性子源領域計装の監視が不可能となった場合は、その機能が維持される範囲において、未臨界を監視可能である。

Ⅳ－４． １６ 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第２６条、第５９条及び重大事故等防止技術的能力基準 １． １６ 関係）

本節では、原子炉制御室について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第２６条第１項第２号に基づき追加要求となった事項として、原子炉制御室に発電用原子炉施設の外の状況を把握できる設備を有するか、また、同条第３項に基づき追加要求となった事項として、有毒ガスが発生した場合に原子炉制御室において必要な措置をとるための操作を行うことができるか。

重大事故等対処施設としては、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

- ・第５９条及び重大事故等防止技術的能力基準 １． １６ 項（以下「第５９条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１． 審査の概要

(１) 第２６条第１項第２号は、発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有することを要求している。また、第２６条の設置許可基準規則解釈第２項は、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 同条第3項第1号は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍において、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置を設けることを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈は、「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含むとしており、「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいうとしており、「工場等内における有毒ガスの発生」とは、有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいうとしている。

規制委員会は、有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ること又は対策を実施することにより、原子炉制御室の運転員を防護できる設計としていることを確認した。

- (3) 第59条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第59条等における「運転員がとどまるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性については次の要件を満たすものであること。

- i) 第37条において想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
- ii) 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。

- iii) 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
- iv) 判断基準は、運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
- v) 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等を設置すること。
- vi) 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。
- ロ) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けること。
- ハ) 原子炉制御室用の空調、照明等に用いる電源として、代替交流電源設備からの給電を可能とする設備及び手順等

申請者は、第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 中央制御室及び中央制御室待避室の遮蔽、再循環用ファン等による室内の適切な空調のための設備及び手順等
- ② 非常用ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等
- ③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置による開口部を閉止するための設備及び手順等
- ④ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度を確認するための設備及び手順等
- ⑤ 運転員の全面マスク着用及び運転員の交替により、運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないための体制の整備
- ⑥ チェンジングエリア用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するための設備及び手順等
- ⑦ 再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用ガス処理系排気ファン、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

及びLEDライト（三脚タイプ）に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電するための設備及び手順等（※¹⁵⁸）

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（3）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

（1）第26条第1項第2号としての要求

申請者は、第26条の規定に適合するため、同条第1項第2号の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とする。
- ② 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、監視カメラ、気象観測設備等を設置することにより、原子炉制御室から発電用原子炉施設の外の状況を昼夜にわたり把握すること及び電話、FAX等を設置することにより、地震、津波、竜巻情報等を把握できるものであることを確認した。

（2）第26条第3項第1号としての要求

申請者は、第26条の規定に適合するため、同条第3項第1号の追加要求規定について、以下のとおり評価及び対策を行うことによって、有毒ガスが運転

（※¹⁵⁸）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とされている。

- ① 有毒ガス評価ガイドを参照し、固定源及び可動源それぞれに対して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。
- ② 有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。
- ③ 固定源の有毒ガス影響評価に用いる防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ評価条件を設定する。
- ④ 固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。
- ⑤ 可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、中央制御室換気系の隔離、防護具の着用等の対策により、運転員を防護できる設計とする。
- ⑥ 有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減するための防液堤は、保守管理及び運用管理を適切に実施する。

なお、上記⑤の通信連絡設備については、第35条に適合する通信連絡設備を使用している。

規制委員会は、申請者の計画において、運転員の吸気中の有毒ガス濃度を評価するため、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定していることを確認した。

また、固定源からの有毒ガスに対しては、運転員の対処能力が損なわれるおそれがないよう、防液堤の設置により、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とされていることを確認した。

さらに、可動源からの有毒ガスに対しては、中央制御室換気系の隔離等の対策により、運転員を防護する設計とされていることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉制御室から発電用原子炉施設の外の状況を昼夜にわたり把握できる設備を設置すること、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に限らずに、有毒ガス発生時に運転員を防護できる設計とすることを確認したことから、第26条に適合するものと判断した。

(3) 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）等により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）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、中央制御室遮蔽、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員の全面マスクの着用のための手順等及び運転員の交替のための体制を整備し、運転員の被ばく評価が最も厳しくなる事故シーケンスを想定しても運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないようにする。
- b. 非常用ガス処理系により、重大事故時に二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減。そのために、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部を担う原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放時の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止。そのために、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度を確認。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. LED ライト（三脚タイプ）により中央制御室の照明を確保。そのために、LED ライト（三脚タイプ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。

規制委員会は、a.、b. 及び c. の対策が第59条等要求事項イ) に、f. の対策が同ロ) に対応するものであること、また、d. 及び e. の対策が第59条等要求事項のうち、運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な対策に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは中央制御室内の換気に必要な容量に対して十分な容量を有する。また、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は中央制御室待避室内に運転員がとどまることができるよう十分な供給量を確保する。
- b. 非常用ガス処理系は、原子炉格納容器から二次格納施設内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気管から排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減できる換気率を確保できる設計とする。
- c. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放時に、容易かつ確実に開口部の閉止が可能な設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、現場において人力により操作できる設計とする。
- d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、必要な数（バックアップを含む。）を確保し、それらを中央制御室に保管する
- e. LED ライト（三脚タイプ）は、非常用照明に対して電源の多様性を備え、必要な数（バックアップを含む。）を確保するとともに、それらの保管場所を分散する。
- f. 再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用ガス処理系排気ファン、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置及びLED ライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽による遮蔽、外気を遮断し再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）による適切な空調により居住性を確保できること、また、運転員の被ばくによる実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないように、全面マスク等の着用、運転員の交替を考慮、非常用ガス処理系の運転、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放時の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止により運転員の被ばく低減を図るとともに、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は人力操作が可能な設計とすること、b) 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、外気の遮断以降、室内の酸素及び二酸化

炭素の濃度の確認ができること、c)LED ライト（三脚タイプ）は、非常用照明に対して電源の多様性を有していること、d)中央制御室用の代替電源設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備とし、外部電源及び非常用ディーゼル発電機に対して多様性、非常用高圧母線までの系統に対して独立性を有していること及び異なる区画に設置することにより位置的分散を図ることを確認した。

なお、中央制御室内での運転員の被ばくによる実効線量については、運転員の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定し、格納容器フィルタベント系を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員の交替を考慮した上で、7 日間で約 51mSv と評価されていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第 59 条等要求事項ハ）に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第 43 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 中央制御室換気系は、燃料取替階放射線高、原子炉棟排気放射線高又は換気系放射線高のいずれかによる隔離信号により、自動的に系統隔離運転となるため、系統隔離運転の状態を確認するための手順に着手する。この手順では、系統隔離運転の状態確認を 1 名により、10 分以内に実施する。また、炉心損傷を判断した場合には、中央制御室換気系の加圧運転の手順に着手する。この手順では、系統構成、中央制御室外気取入調節弁の流量調整等を計 3 名により、40 分以内に実施する。
- b. 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合であって、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、中央制御室換気系の起動手順に着手する。この手順では、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電後、中央制御室換気系の起動手順等を 1 名により、20 分以内に実施する。また、全交流動力電源喪失後に炉心損傷を判断した場合であって、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、中央制御室換気系の加圧運転の手順に着手する。この手順では、常設代替交流電源設備

からの受電確認、系統構成、中央制御室外気取入調節弁の操作等を計 3 名により、40 分以内に実施する。

- c. 炉心損傷を判断後に中央制御室換気系による加圧運転を実施した場合には、中央制御室待避室を加圧する手順に着手する。この手順では、中央制御室待避室の加圧準備のため、中央制御室空気供給系空気ポンベラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系 1 次減圧弁入口弁の開操作を計 2 名により、30 分以内に実施する。また、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施予測時刻の約 20 分前には、中央制御室待避室の加圧のため、中央制御室空気供給系流量調節弁の操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。
- d. 炉心損傷後に格納容器ベントを実施する場合であって、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合には、中央制御室換気系の系統隔離運転を実施する手順に着手する。この手順では、中央制御室外気取入調節弁を全閉する操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。また、格納容器ベント実施後に中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合には、中央制御室換気系を加圧運転する手順に着手する。この手順では、中央制御室外気取入調節弁の操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。
- e. 原子炉棟排気放射線高、燃料取替階放射線高、格納容器圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）のいずれかの信号が発生した場合には、非常用ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系が自動起動となるため、起動状況等の確認を 1 名により、5 分以内に実施する。
- f. 全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が自動起動せず、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、非常用ガス処理系を手動により起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の手動による起動等を 1 名により、10 分以内に実施する。
- g. 以下の条件が全て成立した場合には、中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順に着手する。
 - (ア) 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合
 - (イ) 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合
 - (ウ) 炉心損傷を当直副長が判断した場合
 - (エ) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合

この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を1名により、5分以内に実施する。

- h. 以下の条件が全て成立した場合には、現場からの操作による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順に着手する。
 - (ア) 炉心が健全であることを確認した場合
 - (イ) 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合
 - (ウ) 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合
 - (エ) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合
 - (オ) 中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作ができない場合

この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の人力による閉止操作等を計2名により、当該装置1個当たり120分以内に実施する。

- i. 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスク等を着用する手順に着手する。この手順では、現場作業を行う運転員が全面マスクを着用する。なお、長期的な保安確保の観点から、運転員の被ばくを低減し、及び平準化するため、運転員の交替要員体制を整備する。
- j. 中央制御室換気系が系統隔離運転中等において、中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁又は中央制御室給気内側隔離弁のいずれかが全閉となった場合には、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により実施する。また、運転員が中央制御室待避室へ待避した場合には、中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により実施する。
- k. 中央制御室の照明が使用できない場合には、LEDライト（三脚タイプ）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、LEDライト（三脚タイプ）の設置及び点灯操作を1名により、10分以内に実施する。
- l. 炉心損傷を判断した場合には、中央制御室待避室にLEDライト（ランタンタイプ）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、LEDライト（ランタンタイプ）の設置を1名により、10分以内に実施する。

- m. 原子力災害対策特別措置法（平成 11 年法律第 156 号）第 10 条第 1 項又は第 15 条第 1 項に該当する事象が発生したと判断し、緊急時対策本部がチェンジングエリアの設営を行うと判断した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うチェンジングエリアの設営及び運用の手順に着手する。この手順では、各資機材の設置等を計 2 名により、120 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 中央制御室の居住性を確保するための手順等について、中央制御室及び中央制御室待避室の適切な空調を行うための手順等を整備し、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を実施するとしていること、c) 運転員の被ばくによる実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないための手順等を整備するとしていること、d) LED ライト（三脚タイプ）等による照明の確保のための手順等を整備するとしていること、e) 中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第 59 条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 59 条等要求事項イ) 及び同ロ) に対応するものであり、かつ、第 59 条等要求事項のうち運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な対策に対応するものであること、②f. の設計方針が第 59 条等要求事項ハ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第 59 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 59 条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第 43 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 43 条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉制御室の居住性を確保するための設備及び手順等

申請者は、中央制御室内の照明確保のための設備(表Ⅳ—4. 16-1参照)を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、非常用照明を使用するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ—4. 16-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
非常用照明	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため、照明を確保する手段となり得る。

Ⅳ—4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等(第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17関係)

本節では、監視測定設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった事項として、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であるか、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とするか。

重大事故等対処施設としては、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17項(以下「第60条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

- (1) 第31条の設置許可基準規則解釈第5項は、モニタリングポストについて、非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第60条等は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備及び手順等を整備することを要求している。第60条等における「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 重大事故等が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設備及び手順等
- ロ) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備の配備
- ハ) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設備及び手順等
- ニ) 代替交流電源設備から常設モニタリング設備への給電を可能とする設備及び手順等
- ホ) 敷地外でのモニタリングについて、他の機関との適切な連携体制を構築する手順等
- ヘ) 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段の検討

申請者は、第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① モニタリング・ポストが機能喪失した場合に、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ② 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合に、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ及びGM 汚染サーベイ・メータをいう。）による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ③ 発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータをいう。）等により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ④ 気象観測設備が機能喪失した場合に、可搬式気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ⑤ 代替交流電源設備である常設代替交流電源設備からの給電により、モニタリング・ポストでの放射線量の監視及び測定を継続するための設備及び手順等（※¹⁵⁹）
- ⑥ 敷地外でのモニタリングについて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制の構築のための手順等
- ⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等が、第60条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第60条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

(※¹⁵⁹) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

（１）第 31 条としての要求

申請者は、第 31 条の規定に適合するため、同条の設置許可基準規則解釈第 5 項の追加要求規定について、以下の設備を整備している。

- ① モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続するとともに、モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電力の供給を可能とする設計とする。
- ② 中央制御室及び緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続するとともに、電源切替時の停電時に専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの電力の供給により、電源復旧までの期間を担保することができる方針としていること、また、これらの伝送系は有線及び無線によって多様性を有するものとする方針としていることを確認したことから、第 31 条に適合するものと判断した。

（２）第 60 条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第 60 条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. モニタリング・ポストが機能喪失した場合には、可搬式モニタリング・ポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬式モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ、よう素モニタの代替として NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、ダストモニタの代替として GM 汚染サーベイ・メータ）により、

放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該放射能測定装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- c. 重大事故等が発生した場合、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該放射能測定装置及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬式気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬式気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. モニタリング・ポストの電源が喪失した場合には、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から給電によりモニタリング・ポストの電源を回復させる。
- f. 敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体が策定するモニタリング計画に従い、適切に連携して実施する体制を構築する。
- g. 重大事故による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。

規制委員会は、a.、b. 及び c. の対策が第60条等要求事項イ) 及び同ロ) に、d. の対策が同ハ) に、e. の対策が同ニ) に、f. の対策が同ホ) に、g. の対策が同ヘ) に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬式モニタリング・ポストは、モニタリング・ポストに対して保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- b. 放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ及びGM 汚染サーベイ・メータ）は、放射能観測車搭載機器に対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- c. 放射能測定装置（ α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）は、必要な台数を確保する。

- d. 可搬式気象観測装置については、気象観測設備に対して保管場所の位置的分散を図るとともに、代替測定に必要な台数を確保する。
- e. 小型船舶は、周辺海域での放射線量等の測定に必要な台数を確保する。
- f. モニタリング・ポストは、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置は、モニタリング・ポスト及び放射能観測車搭載機器の機能喪失に対して、放射性物質の濃度及び放射線量の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、可搬式モニタリング・ポストはモニタリング・ポストに対して異なる場所で保管し、放射能測定装置は放射能観測車搭載機器に対して異なる場所で、かつ、耐震性を有する建物内に保管することで、位置的分散を図ること、b)放射能測定装置（ α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）は、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、c)可搬式気象観測装置は、風向、風速その他の気象条件の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、気象観測設備に対して、屋外の異なる場所に保管することで位置的分散を図ること、d)小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できるとともに、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、e)モニタリング・ポストは、代替電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第60条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等が発生した後、緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及びデータの受信状態を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順では、可搬式モニタリング・ポストを6台配置する場合には、運搬・設

置等を計 2 名により、230 分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。

- b. 重大事故等が発生した後、放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラ等が放射性物質の濃度の測定機能を喪失したと判断した場合には、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ及び GM 汚染サーベイ・メータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の手順に着手する。この手順では、車両等による移動、測定、記録等を計 2 名により、1 箇所当たり 90 分以内に実施する。
- c. 重大事故等が発生した後、排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された可能性があるとして判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計 2 名により、1 箇所当たり 100 分以内に実施する。
- d. 重大事故等が発生した後、液体廃棄物処理系排水モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出された可能性があるとして判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計 2 名により、1 箇所当たり 80 分以内に実施する。
- e. 重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたとして判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計 2 名により、1 箇所当たり 90 分以内に実施する。
- f. 重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたとして判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を計 3 名により、220 分以内に実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計 3 名により、1 箇所当たり 100 分以内に実施する。
- g. 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項又は第 15 条第 1 項に該当する事象が発生したと判断した場合等には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量（海側）の測定の手順に着手する。この手順では、可搬式モニタリング・ポストを 3 台配置する場合には、運搬、

設置等を計2名により、120分以内に実施する。また、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。また、緊急時対策所の加圧判断のために可搬式モニタリング・ポスト1台の設置を計2名により、60分以内に実施する。

- h. 緊急時対策所で気象観測設備の指示値等を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬式気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の代替測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置等を計2名により、190分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- i. モニタリング・ポストの常用電源が喪失し、常設代替交流電源設備による給電が開始された場合には、自動的に放射線量の連続測定を開始する。
- j. 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国及び地方公共団体が策定するモニタリング計画に従って実施する。
- k. 事故後の周辺汚染により測定ができなくなるおそれがあると判断した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手する。この手順では、モニタリング・ポストについては、検出器保護カバーの交換、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等、可搬式モニタリング・ポストについては、養生シートの交換、除草、周辺の土壌撤去等、放射能測定装置については、遮蔽材による包囲、バックグラウンドレベルの低い場所への移動等により、バックグラウンド低減対策を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 発電用原子炉施設から放出される放射線量の測定について、可搬式モニタリング・ポストの運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、c) 空気中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度の測定について、放射能測定装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、d) 海上での放射性物質の濃度及び放射線量の測定について、小型船舶の準備、放射能測定装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、e) 風向、風速その他の気象条件の測定について、可搬式気象観測装置の運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、f) モニタリング・ポストは代替交流電源設備から給電が可能であり、その手順等が整備されていること、g) 敷地外でのモニタリングについて国及び地方公共団体との連携体制を構

築する手順等を整備していること、h)周辺汚染により測定ができなくなることを避けるためのバックグラウンド低減対策の手順等を整備していること、i)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、j)必要な通信連絡設備を確保していること、k)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第60条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第60条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)、同ホ)及び同ヘ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第60条等に従って適切に整備される方針であることから、第60条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、放射線量等を監視測定するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 放射線量等の測定のための自主的な対策としての設備及び手順等

申請者は、放射線量等の測定を行うための設備（表Ⅳ－4.17－1参照）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリング・ポストは、その機能が健全であれば継続して使用する。
- ② 放射能観測車搭載機器は、それらの機能が健全であれば継続して使用する。
- ③ Ge核種分析装置、GM計数装置及びZnSシンチレーション計数装置は、その機能が健全であれば継続して使用する。
- ④ 気象観測設備は、その機能が健全であれば継続して使用する。

(2) 放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、モニタリング・ポストへの常用電源の供給が途絶えた場合の給電のための設備（表Ⅳ－4.17－1参照）を用いた主な設備及び手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置及び非常用発電機から給電を開始する。給電状況は中央制御室において確認する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． １７－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
モニタリング・ポスト	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
放射能観測車搭載機器	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
Ge 核種分析装置、GM 計数装置及び ZnS シンチレーション計数装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
気象観測設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
無停電電源装置及び非常用発電機	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。

Ⅳ－４． １８ 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第 34 条、第 61 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 関係）

本節では、緊急時対策所について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第 34 条第 1 項に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計であるか、また、同条第 2 項に基づき追加要求となった事項として、有毒ガスが発生した場合に適切に対応する方針であるか。

重大事故等対処施設としては、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

- ・第 61 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 18 項（以下「第 61 条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

- (1) 第34条第1項は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設置することを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に緊急時対策所を整備する方針であることを確認した。

- (2) 同条第2項は、緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、発電所内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けることを要求している。同項の設置許可基準規則解釈は、「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、指示要員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいうとしており、「有毒ガスが発生した場合」とは、有毒ガスが緊急時対策所の指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがあることをいうとしている。

規制委員会は、有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ること又は対策を実施することにより、緊急時対策所の指示要員を防護できる設計としていることを確認した。

- (3) 第61条等は、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、①必要な指示を行う要員がとどまることができる適切な措置を講じること、②必要な指示ができるよう、必要な情報を把握できる設備を設けること、③発電用原子炉施設の内外の必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること、④必要な数の要員を収容できること及びこれらの手順等を整備することを要求している。第61条等における緊急時対策所に求められる措置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機

能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。

- ロ) 緊急時対策所と原子炉制御室は想定される事象に対して共通要因により同時に機能喪失しないこと。
 - ハ) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。
 - ニ) 緊急時対策所の居住性が確保され、対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行い、手順等を整備すること。
 - ホ) 緊急時対策所の居住性については、以下に定める要件に適合するものとする。
 - i) 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
 - ii) プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
 - iii) 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
 - iv) 判断基準は、対策要員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
 - ヘ) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。
 - ト) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
 - チ) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。
 - リ) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。
- また、第61条等における「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第61条等における「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

申請者は、第61条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。

- ② 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。
- ③ 代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。
- ④ 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備等による緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等
- ⑤ 緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えないよう居住性を確保する。
- ⑥ 重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）の配備及び放射線管理のための手順等
- ⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等
- ⑧ 少なくとも外部からの支援なしに 1 週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等
- ⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等
- ⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等
- ⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容するための設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、緊急時対策所において、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるようにするために申請者が計画する設備及び手順等が、第 6 1 条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第 6 1 条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第 4 3 条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（3）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第34条第1項としての要求

申請者は、第34条の規定に適合するため、以下の設備を整備するとしている。

発電用原子炉施設に異常が発生した場合に、本発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、原子炉制御室以外の場所に緊急時対策所を設置する方針としていることを確認した。

(2) 第34条第2項としての要求

申請者は、第34条の規定に適合するため、同条第2項の追加要求規定について、以下のとおり評価及び対策を行うことにより、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計としている。

- ① 有毒ガス防護に係る影響評価は、IV-4.16 2.(2)①と同様に実施する。
- ② 固定源及び可動源は、IV-4.16 2.(2)②とする。
- ③ 評価条件は、IV-4.16 2.(2)③とする。
- ④ 固定源に対しては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。
- ⑤ 可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、緊急時対策所換気設備の隔離、防護具の着用等の対策により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を防護できる設計とする。
- ⑥ 防液堤の保守管理及び運用管理は、IV-4.16 2.(2)⑥とする。
なお、上記⑤の通信連絡設備については、第35条に適合する通信連絡設備を使用している。

規制委員会は、申請者の計画において、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度を評価するための固定源及び可動源は、IV-4.16 2.(2)②と同じであること並びに固定源の評価条件は、IV-4.16 2.(2)③と同じであることを確認した。また、固定源からの有毒ガスに対しては、指示要員の吸気中の有

毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とするとしていることを確認した。さらに、可動源からの有毒ガスに対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、指示要員を防護する設計としていることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉制御室以外の場所に緊急時対策所を設置すること、有毒ガス発生時に指示要員を防護できる設計とすることを確認したことから、第34条に適合するものと判断した。

(3) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第61条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 代替電源からの給電。そのために、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 緊急時対策所換気空調設備、遮蔽等による緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）及び差圧計、緊急時対策所遮蔽、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式エリア放射線モニタ並びに可搬式モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等に対処するために必要な数の要員の収容。そのために、緊急時対策所を整備するとともに、当該緊急時対策所に重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに1週間活動するための飲料水、食料等及びチェンジングエリア用資機材を配備する。
- d. 緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を構成する SPDS データ表示装置、SPDS データ収集サーバ及び SPDS 伝送サーバを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 緊急時対策所と発電所内外との通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、衛星電話設備、無線通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第61条等要求事項ハ)に、b. の対策が同ニ)に、c. の対策が同ヘ)、同ト)、同チ)及び同リ)に対応するものであることを確認した。また、c. の対策が第61条等要求事項のうち④に、d. の対策が同②に、e. の対策が同③に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し機能を喪失しない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。
- b. 緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図る。
- c. 緊急時対策所用発電機は、多重性を確保する。
- d. 緊急時対策所は、居住性を確保し、運転員及び緊急時対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽及び換気ができる設計とする。
- e. 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員を収容できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置すること、b)緊急時対策所は、中央制御室から離れた建物に設置することで位置的分散を図ること、c)緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して2台を緊急時対策所に接続することで多重性を確保するとともに、故障時のバックアップとして予備2台を保管すること、d)緊急時対策所は、緊急時対策所にとどまる運転員及び緊急時対策要員の被ばくの実効線量が7日間で100mSvを超えないように、建物と一体となった緊急時対策所遮蔽を有し、緊急時対策所換気空調設備を設置する設計とするとともに、気密性を確保する設計とすること、e)緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、最大150名を収容できる設計とすることを確認した。

なお、運転員及び緊急時対策要員の被ばくによる実効線量の評価につい

ては、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件として考慮しない評価を行い、7日間で約1.7mSvであることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 a.、b. 及び d. の重大事故等対処施設の設計方針について、第61条等要求事項イ)、同ロ) 及び同ホ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、重大事故が発生するおそれがある場合等に、緊急時対策本部を緊急時対策所に設置することとしており、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。

- 1) 代替電源設備からの給電の手順等
 - a. 緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所用発電機準備の手順に着手する。この手順では、可搬ケーブルの接続等を計3名により、40分以内に実施する。また、非常用低圧母線による受電ができない場合には、緊急時対策所用発電機からの給電の手順に着手する。この手順では、緊急時対策所用発電機の起動操作等を計3名により、20分以内に実施する。
- 2) 居住性を確保するための手順等
 - a. 緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所換気空調設備を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所空気浄化送風機の起動等を計2名により、90分以内に実施する。
 - b. 原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断した場合には、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）による空気供給準備の手順に着手する。この手順では、緊急時対策所正圧化装置可搬型配管の接続等を計2名により、120分以内に実施する。また、炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等には、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）による緊急時対策所内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、起動操作等を計5名により、5分以内に実施する。
 - c. 周辺環境中の放射性物質の減少が可搬式モニタリング・ポスト等に

より確認された場合には、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）を停止する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所空気浄化送風機の起動操作、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の2次圧力調節弁入口弁の閉操作等を計5名により、5分以内に実施する。

- d. プルルーム通過中に緊急時対策所にとどまる運転員及び緊急時対策要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46名及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための要員23名のうち中央制御室待避室に待避する2号炉運転員5名を除いた18名の合計64名と想定している。

3) 必要な数の要員の収容に係る手順等

- a. 原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断し、技術統括がチェンジングエリアの設営を判断した場合には、チェンジングエリアの設営及び運用の手順に着手する。この手順では、床、壁等の養生状態の確認、各資機材の設置等を1名により、20分以内に実施する。
- b. 緊急時対策所には、重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持し、及び管理する。

4) 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に係る手順等

- a. 緊急時対策所を立ち上げる場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順に着手する。この手順では、SPDS 伝送サーバが常時伝送であり、SPDS データ表示装置の接続確認等を1名により実施する。
- b. 緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を配備し、常に最新となるよう維持し、及び管理する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所換気空調設備等の操作の手順等を整備するとしていること、c) 緊急時対策所の電源を確保するため、緊急時対策所用発電機からの給電の手順等を整備するとしていること、d) 緊急時対策所に要員がとどまるため、身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設営等の手順等を整備するとしていること、e) 重大事故

等に対処する要員が7日間外部からの支援なしに緊急時対策所の機能を維持できる資機材を確保していること、f)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、g)必要な通信連絡設備を確保していること、h)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第61条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第61条等要求事項ハ)、同ニ)、同ヘ)、同ト)、同チ)及び同リ)に対応するものであり、かつ、第61条等要求事項のうち②、③及び④の対策に対応するものであること、②a.、b.及びd.の設計方針が第61条等要求事項イ)、同ロ)及び同ホ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第61条等に従って適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、緊急時対策所と発電所内外との通信連絡を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表Ⅳ-4.18-1参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び局線加入電話設備を重大事故等時においても緊急時対策所と発電所内外との通信連絡に用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． １８－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
所内通信連絡設備 （警報装置を含む）、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び局線加入電話設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡の手段となり得る。

Ⅳ－４． １９ 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第３５条、第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１９関係）

本節では、通信連絡設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第３５条第１項及び同条第２項に基づき追加要求となった事項として、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設けるか、また、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設けるか。

重大事故等対処施設としては、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１９項（以下「第６２条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第３５条第１項は、設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすることを要求している。また、同条第２項は、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

(2) 第62条等は、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第62条等における「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電が可能な通信連絡設備及び手順等

ロ) 計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等

申請者は、第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 発電用原子炉施設の内外の必要な場所と通信連絡を行うための衛星電話設備等の通信連絡設備及び手順等並びに通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機等の代替電源設備及び手順等（※¹⁶⁰）
- ② 計測等を行った特に重要なパラメータを本発電所内外の必要な場所で共有するための衛星電話設備、無線通信設備等の設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第62条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第62条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

（※¹⁶⁰）代替電源に関する設備（緊急時対策所用発電機を除く。）及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。緊急時対策所用発電機については、「IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等」において整理。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第35条としての要求

申請者は、第35条の規定に適合するため、同条第1項の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。
- ② 緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。
- ③ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

また、申請者は、同条第2項の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 本発電所外の本社（広島）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信連絡設備を設置する設計とする。
- ② 緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備（※¹⁶¹）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（※¹⁶²）を設置する設計とする。
- ③ 通信連絡設備は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による多様性を備えた専用通信回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。
- ④ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準事故が発生した場合において、本発電所内の人に必要な指示ができるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設けること、また、本発電所外の必要な場所と通信連絡するため、通信設備及びデータ伝送設備が常時使用できるよう、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性を有する専用通信回線を設けること、さらに、これら通信連絡設備等は非常用所内電源又は無停電電源に接続することを確認したことから、第35条に適合するものと判断した。

(※¹⁶¹) データ伝送設備とは、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち、SPDS 伝送サーバを示す。

(※¹⁶²) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、テレビ会議システム、IP-電話及び IP-FAX から構成される。

(2) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第62条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 発電用原子炉施設の内外の必要な場所との通信連絡及び代替電源設備からの給電。そのため、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）並びに可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第62条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 衛星電話設備、無線通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、代替電源設備から給電され、電源の多様性を有する設計とする。また、有線式通信設備は乾電池を使用することで多様性を有する設計とする。
- b. 衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備並びに安全パラメータ表示システム（SPDS）は、通信方式の多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、緊急時対策所用発電機、可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備等から給電され、これらの電源は、水冷である非常用ディーゼル発電機に対し空冷式であること等から、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を有していること、b) 通信連絡設備として、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備、統

合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）を設けることにより、有線系回線、無線系回線及び衛星系回線による通信方式の多様性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備について、第62条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有（発電所内）

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を現場（屋内）と中央制御室との間の連絡に有線式通信設備を、現場（屋外）と緊急時対策所との間の連絡に衛星電話設備及び無線通信設備を、中央制御室と緊急時対策所との間の連絡に衛星電話設備及び無線通信設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手する。

これらのうち有線式通信設備に関する手順は、有線式通信設備と専用接続端子の接続、連絡等を実施する。

- b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有（発電所外）

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により、緊急時対策所と本社（広島）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等は、緊急時対策所用発電機等に接続された所内の電源系統から給電できる手順等を整備していること、c) 炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等は、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続す

る通信連絡設備等により発電所内外で共有される手順等を整備していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第62条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第62条等要求事項イ)及び同ロ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第62条等に従って適切に整備される方針であることから、第62条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表Ⅳ-4.19-1参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ-4.19-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、通信連絡の手段となり得る。

専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）	
---------------------	--

V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

本章においては、第Ⅲ章で示した設計基準対象施設並びに第Ⅳ章で示した重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等に加えて要求している大規模損壊への対応について、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているか否かを審査した結果を示す。

重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項は、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

- 一 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 炉心の著しい損傷の影響を緩和するための対策に関すること。
- 三 原子炉格納容器の破損の影響を緩和するための対策に関すること。
- 四 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷の影響を緩和するための対策に関すること。
- 五 放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

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。

1. 手順書の整備
2. 体制の整備
3. 設備及び資機材の整備

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項及び同項の解釈を踏まえて必要な検討を加えた上で策定されており、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関して必要な手順書、体制及び資機材等が適切に整備される方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 手順書の整備

申請者は、大規模損壊が発生した場合の手順書の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が発電

用原子炉施設の安全性に与える影響、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンス（「IV-1.1 事故の想定」参照）などを考慮する。

(2) 大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のとおり整備する。

- ① 発電用原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順及び対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。
- ② 故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。
- ③ 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えず発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合や、状況把握がある程度可能な場合も想定し、以下の対応を考慮して手順を整備する。
 - a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失並びに緊急時対策所の監視機能喪失により、状況把握が困難な場合は、アクセスルートが確保され次第、外からの目視による確認を行い、優先順位に従った可搬型計測器によるパラメータの確認を順次行い、必要に応じた大規模損壊に対する緩和措置を行う。
 - b. 中央制御室又は緊急時対策所の監視機能の一部が健全である場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行い、他のパラメータについては、アクセスルートが確保され次第、外からの目視による確認を行い、可搬型計測器による優先順位に従ったパラメータの確認を順次行い、必要に応じた大規模損壊に対する緩和措置を行う。
- ④ 重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及びその影響の緩和に資するための多様性を持たせた手順を整備する。
- ⑤ 重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における 1. 2 項から 1. 1 4 項の要求事項に基づき整備する手順等

に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順及び中央制御室損傷時に現場と緊急時対策所が直接連絡できる手順を追加して整備する。

規制委員会は、申請者の手順書の整備の計画が大規模損壊の発生により重大事故等発生時の手順がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた手順書を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

2. 体制の整備

申請者は、大規模損壊発生時の体制について、以下のとおりとしている。

(1) 教育及び訓練

大規模損壊への対応のための重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する。また、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した原子力防災管理者及びその代行者への個別の教育及び訓練を実施する。

さらに、緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割に期待する緊急時対策要員以外の緊急時対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

(2) 体制の整備

① 大規模損壊時の体制については、重大事故等対策に係る体制を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても柔軟に対応できるようにするとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提として、以下の基本的な考え方に基づき整備する。

- a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても本発電所構内に緊急時対策要員 31 名、運転員 9 名及び自衛消防隊 7 名の合計 47 名を常時確保し、大規模損壊（中央制御室が機能しない場合を含む。）に対応できる体制とする。
- b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における緊急時対策要員、運転員及び自衛消防隊は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合においても対応できるよう分散して待機する。

- c. 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とする。
 - d. 建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、本発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることができる体制とする。
 - e. 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの参集に時間を要する場合も想定し、本発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員により当面の間は事故対応を行うことができる体制とする。
 - f. プルーム放出時は、最低限必要な運転員及び緊急時対策要員は中央制御室待避室及び緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、本発電所構外へ一時避難し、その後、本発電所へ再参集する。
- ② 大規模損壊が発生した場合において、運転員及び緊急時対策要員が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外に代替可能なスペースも状況に応じて活用する。
- ③ 大規模損壊発生時における本発電所外部からの支援体制として、緊急時対策総本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。また、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。さらに、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制等を構築する。

規制委員会は、申請者の体制の整備の計画が、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の体制がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた体制を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

3. 設備及び資機材の整備

申請者は、大規模損壊発生時に必要な設備及び資機材の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、以下の事項を考慮して整備する。
- ① 共通要因による同等の機能を有する設備の損傷の防止
可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設

備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所等に保管する。

② 共通要因による複数の可搬型重大事故等対処設備の損傷の防止

同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、同一機能を有する複数の可搬型重大事故等対処設備の間で十分な離隔距離を確保し、複数箇所に分散して配置する。

(2) 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、以下のとおり配備する。また、大規模損壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上離隔をとった場所に配備する。

① 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車、放水砲等を配備する。

② 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備する。

③ 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、本発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため、多様な通信手段を配備する。

規制委員会は、申請者の設備及び資機材の整備の計画が、共通要因により同時に機能喪失しないよう十分な配慮を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた設備及び資機材の整備を行う方針としていることから、適切なものと判断した。

VI 審査結果

申請者が提出した本申請を審査した結果、本申請は、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。）、第3号及び第4号に適合しているものと認められる。

略語等

本審査書で用いられる主な略語等は以下のとおり

略語等	名称又は説明
安全重要度分類	発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定めて分類すること
安全評価指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
溢水ガイド	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
解釈別記 1	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別記 1
解釈別記 2	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別記 2
解釈別記 3	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別記 3
外部火災ガイド	原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
格納容器破損モード	格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの
火災防護基準	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
火山ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド
機器条件	重大事故等対処設備の機器条件
技術的能力指針	原子力事業者の技術的能力に関する審査指針
気象指針	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針
規制委員会	原子力規制委員会
原子炉水位高 (レベル 8)	これらの燃料棒有効長頂部からの高さは以下のとおり 原子炉水位高 (レベル 8) : +559cm
原子炉水位低 (レベル 3)	原子炉水位低 (レベル 3) : +443cm
原子炉水位低 (レベル 2)	原子炉水位低 (レベル 2) : +315cm
原子炉水位低 (レベル 1H)	原子炉水位低 (レベル 1H) +166cm
原子炉水位低 (レベル 1)	原子炉水位低 (レベル 1) : +46cm
原子炉等規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
事故シーケンスグループ	炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能の喪失状況に着目して、類型化したもの
事故条件	評価上想定する事故の条件
地震ガイド	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド

地盤ガイド	基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
重大事故等防止技術的能力基準	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
重要事故シーケンス	各事故シーケンスグループにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
申請者	中国電力株式会社
設置許可基準規則	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
設置許可基準規則解釈	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
全交流動力電源喪失	外部電源喪失と設計基準対象施設の非常用所内交流動力電源喪失の重畳
操作条件	重大事故等対処設備の操作条件
大規模損壊	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊
竜巻ガイド	原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
地質ガイド	敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド
津波ガイド	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
停止中評価ガイド	実用発電用原子炉に係る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に関する審査ガイド
評価事故シーケンス	各格納容器破損モードにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
保安規定	島根原子力発電所原子炉施設保安規定
本申請	島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）」（平成 25 年 12 月 25 日申請、令和 3 年 5 月 10 日、令和 3 年 6 月 14 日、令和 3 年 6 月 17 日及び令和 3 年 9 月 6 日補正）
本発電所	島根原子力発電所
有効性評価ガイド	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
有毒ガス評価ガイド	有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

ATWS	スクラム失敗を伴う過渡事象 (Anticipated Transient Without Scram の略。)。運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉の緊急停止が要求された (必要とされた) にもかかわらず、原子炉安全保護系 (あるいは停止系) の故障等により原子炉が緊急停止しない事象
ABWR	改良型沸騰水型原子炉
ARI	代替制御棒挿入回路
BWR	沸騰水型原子炉
CRD	制御棒駆動機構
DCH	格納容器雰囲気直接加熱
DG	ディーゼル発電機
ECCS	非常用炉心冷却装置
EL.	標高
ERSS	緊急時対策支援システム
FCI	溶融燃料-冷却材相互作用
HPCS	高圧炉心スプレイ系
LOCA	冷却材喪失事故
LPCS	低圧炉心スプレイ系
MCCI	溶融炉心・コンクリート相互作用
NUPEC	財団法人原子力発電技術機構
PAR	静的触媒式水素再結合装置
PCT	燃料被覆管最高温度
PDS	プラント損傷状態
PRA	確率論的リスク評価
PWR	加圧水型原子炉
RCIC	原子炉隔離時冷却系
RHR	残留熱除去系
SFP 評価ガイド	実用発電用原子炉に係る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に関する審査ガイド
SGTS	非常用ガス処理系
SLCS	ほう酸水注入設備
SPDS	安全パラメータ表示システム
SRV	逃がし安全弁

府科事第 3 3 7 号
令和 3 年 7 月 1 5 日

原子力規制委員会 殿

原子力委員会

中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可（2
号発電用原子炉施設の変更）について（答申）

令和 3 年 6 月 2 3 日付け原規規発第 2 1 0 6 2 3 1 号をもって意見照会のあった
標記の件に係る核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 4 3 条の
3 の 8 第 2 項において準用する同法第 4 3 条の 3 の 6 第 1 項第 1 号に規定する許可
の基準の適用については、別紙のとおりである。

(別紙)

中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉の設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）に関する核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第1号に規定する許可の基準の適用について

本件申請については、

- ・ 発電用原子炉の使用の目的が商業発電用のためであること
- ・ 使用済燃料については、原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律（以下「再処理等拠出金法」という。）に基づく拠出金の納付先である使用済燃料再処理機構から受託した、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基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するということ
- ・ 海外において再処理が行われる場合は、再処理等拠出金法の下で我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者において実施する、海外再処理によって得られるプルトニウムは国内に持ち帰る、また、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けるということ

等の諸点については、その妥当性が確認されていること、加えて我が国では当該発電用原子炉も対象に含めた保障措置活動を通じて、国内のすべての核物質が平和的活動にとどまっているとの結論を国際原子力機関（IAEA）から得ていること、また、本件に関して得られた全ての情報を総合的に検討した結果から、当該発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないものと認められるとする原子力規制委員会の判断は妥当である。

経 済 産 業 省

20210623資第15号
令和3年7月20日

原子力規制委員会 殿

経済産業大臣

中国電力株式会社島根原子力発電所の発電用原子炉の設置変更
許可（2号発電用原子炉施設の変更）に関する意見の聴取につ
いて（回答）

令和3年6月23日付け原規規発第2106231号により意見照会のあつ
た標記の件については、許可することに異存はない。

経済産業省としては、中国電力株式会社島根原子力発電所2号炉について、
新規制基準に適合すると認められた場合、平成30年7月3日に閣議決定され
た「エネルギー基本計画」の方針に従って、再稼働を進め、その際、立地自治
体等関係者の理解と協力を得るよう取り組むこととしており、貴委員会や関係
府省とともに、適切に対応していく所存である。

番 号
年 月 日

中国電力株式会社
代表取締役社長執行役員 名 宛て

原子力規制委員会

島根原子力発電所の発電用原子炉の設置変更（2号発電用原子炉
施設の変更）について

平成25年12月25日付け電安炉技第14号（令和3年5月10日付け電
安炉技第1号、令和3年6月14日付け電安炉技第7号、令和3年6月17日付
け電安炉技第8号及び令和3年9月6日付け電安炉技第16号をもって一部補
正）をもって、申請のあった上記の件については、核原料物質、核燃料物質及び
原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第43条の3の8第1
項の規定に基づき、許可します。

(修正案)

中国電力株式会社 島根原子力発電所の 発電用原子炉設置変更許可申請書 (2号発電用原子炉施設の変更) に関する審査書

(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)

【ハッチングの凡例】

黄色：寄せられた意見を踏まえた修正

緑色：基準解釈等の改正(令和3年6月23日)を踏まえた修正

なし：記載の適正化

年 月 日

原子力規制委員会

※資料中の赤字部分は、意見募集における案からの修正箇所を示す

目次

I	はじめに	1
II	発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力	4
III	設計基準対象施設	10
III-1	地震による損傷の防止（第4条関係）	10
III-1.1	基準地震動	10
III-1.2	周辺斜面の安定性	29
III-1.3	耐震設計方針	30
III-2	設計基準対象施設の地盤（第3条関係）	45
III-3	津波による損傷の防止（第5条関係）	51
III-3.1	基準津波	51
III-3.2	耐津波設計方針	61
III-4	外部からの衝撃による損傷の防止（第6条関係）	88
III-4.1	外部事象の抽出	89
III-4.2	外部事象に対する設計方針	90
III-4.2.1	竜巻に対する設計方針	91
III-4.2.2	火山の影響に対する設計方針	96
III-4.2.3	外部火災に対する設計方針	106
III-4.2.4	その他自然現象に対する設計方針	115
III-4.2.5	その他人為事象に対する設計方針	117
III-4.3	自然現象の組合せ	118
III-4.4	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	119
III-5	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）	120
III-6	火災による損傷の防止（第8条関係）	120
III-7	溢水による損傷の防止等（第9条関係）	134
III-8	誤操作の防止（操作の容易性）（第10条関係）	145
III-9	安全避難通路等（第11条関係）	146
III-10	安全施設（第12条関係）	146
III-11	全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）	150
III-12	炉心等（第15条関係）	151
III-13	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設（第16条関係）	151
III-14	原子炉冷却材圧力バウンダリ（第17条関係）	154
III-15	安全保護回路（第24条関係）	154
III-16	放射性廃棄物の処理施設（第27条関係）	155

III-17	保安電源設備（第33条関係）	157
III-18	気象条件の変更	161
IV	重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力	163
IV-1	重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）	165
IV-1.1	事故の想定	166
IV-1.2	有効性評価の結果	177
IV-1.2.1	炉心損傷防止対策	177
IV-1.2.1.1	高圧・低圧注水機能喪失	178
IV-1.2.1.2	高圧注水・減圧機能喪失	186
IV-1.2.1.3	全交流動力電源喪失	192
IV-1.2.1.4	崩壊熱除去機能喪失	211
IV-1.2.1.5	原子炉停止機能喪失	222
IV-1.2.1.6	LOCA時注水機能喪失	229
IV-1.2.1.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	237
IV-1.2.2	格納容器破損防止対策	243
IV-1.2.2.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	244
IV-1.2.2.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	256
IV-1.2.2.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	262
IV-1.2.2.4	水素燃焼	267
IV-1.2.2.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	273
IV-1.2.3	使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策	281
IV-1.2.3.1	想定事故1	282
IV-1.2.3.2	想定事故2	286
IV-1.2.4	運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策	289
IV-1.2.4.1	崩壊熱除去機能喪失	289
IV-1.2.4.2	全交流動力電源喪失	295
IV-1.2.4.3	原子炉冷却材の流出	299
IV-1.2.4.4	反応度の誤投入	304
IV-1.2.5	有効性評価に用いた解析コード	308
IV-2	重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項（重大事故等防止技術的能力基準1.0関係）	312
IV-3	重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）	321
IV-3.1	重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）	321
IV-3.2	地震による損傷の防止（第39条関係）	325

IV-3. 3	津波による損傷の防止（第40条関係）	328
IV-3. 4	火災による損傷の防止（第41条関係）	329
IV-3. 5	重大事故等対処設備（第43条関係）	329
IV-4	重大事故等対処設備及び手順等	334
IV-4. 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設備及び手順等 （第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 1関係）	334
IV-4. 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 設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2 関係）	343
IV-4. 3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等（第4 6条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 3関係）	351
IV-4. 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 設備及び手順等（第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 4 関係）	363
IV-4. 5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及 び重大事故等防止技術的能力基準1. 5関係）	372
IV-4. 6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第49条及び重 大事故等防止技術的能力基準1. 6関係）	380
IV-4. 7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等（第50 条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 7関係）	389
IV-4. 8	原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備及び手順等（第 51条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 8関係）	399
IV-4. 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設備及び手順 等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 9関係）	408
IV-4. 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設備及び手順 等（第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 10関係）	415
IV-4. 11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第54条及び 重大事故等防止技術的能力基準1. 11関係）	420
IV-4. 12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等 （第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12関係）	429
IV-4. 13	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備及び手順等（第56条 及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13関係）	435
IV-4. 14	電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等 防止技術的能力基準1. 14関係）	444
IV-4. 15	計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力 基準1. 15関係）	452

IV-4. 16	原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第26条、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16関係）	464
IV-4. 17	監視測定設備及び監視測定等に関する手順等（第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17関係）	475
IV-4. 18	緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第34条、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18関係）	484
IV-4. 19	通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第35条、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19関係）	494
V	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応	501
VI	審査結果	506
	略語等	507

I はじめに

1. 本審査書の位置付け

本審査書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。)第43条の3の8第1項の規定に基づいて、中国電力株式会社(以下「申請者」という。)が原子力規制委員会(以下「規制委員会」という。)に提出した「島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書(2号発電用原子炉施設の変更)」(平成25年12月25日申請、令和3年5月10日、令和3年6月14日、及び令和3年6月17日及び令和3年9月6日補正。以下「本申請」という。)の内容が、以下の規定に適合しているかどうかを審査した結果を取りまとめたものである。

- (1) 原子炉等規制法第43条の3の8第2項の規定により準用する同法第43条の3の6第1項第2号の規定(発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること。)のうち、技術的能力に係る規定。
- (2) 同項第3号の規定(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りる技術的能力があること。)
- (3) 同項第4号の規定(発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。)

なお、原子炉等規制法第43条の3の6第1項第1号の規定(発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。)、同項第2号の規定のうち経理的基礎に係る規定及び同項第5号の規定(第43条の3の5第2項第11号の体制が原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。)に関する審査結果は、別途取りまとめる。

2. 判断基準及び審査方針

本審査では、以下の基準等に適合しているかどうかを確認した。

- (1) 原子炉等規制法第43条の3の6第1項第2号の規定のうち、技術的能力に係る規定に関する審査においては、原子力事業者の技術的能力に関する審査指針(平成16年5月27日原子力安全委員会決定。以下「技術的能力指針」という。)
- (2) 同項第3号の規定に関する審査においては、技術的能力指針及び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(原規技発第

1306197号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）。

- (3) 同項第4号の規定に関する審査においては、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。）、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）。以下「設置許可基準規則解釈」という。）及び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）。以下「火災防護基準」という。）。

また、本審査においては、規制委員会が定めた以下のガイド等を参照するとともに、その他法令で定める基準、学協会規格等も参照した。

- (1) 原子力発電所の火山影響評価ガイド（原規技発第1306190号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「火山ガイド」という。）
- (2) 原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（原規技発第1306191号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「竜巻ガイド」という。）
- (3) 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（原規技発第1306192号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「外部火災ガイド」という。）
- (4) 原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド（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）。以下「溢水ガイド」という。）
- (5) 原子力発電所の内部火災影響評価ガイド（原規技発第1306194号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。）
- (6) 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（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）。以下「有効性評価ガイド」という。）
- (7) 実用発電用原子炉に係る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に関する審査ガイド（原規技発第1306196号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「SFP評価ガイド」という。）
- (8) 実用発電用原子炉に係る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に関する審査ガイド（原規技発第1306197号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「停止中評価ガイド」という。）
- (9) 実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（原規技発第1306198号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。）

- (10) 敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド（原管地発第1306191号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「地質ガイド」という。）
- (11) 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド（原管地発第1306192号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「地震ガイド」という。）
- (12) 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（原管地発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「津波ガイド」という。）
- (13) 基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド（原管地発第1306194号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「地盤ガイド」という。）
- (14) 有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（原規技発第1704052号（平成29年4月5日原子力規制委員会決定）。以下「有毒ガス評価ガイド」という。）

なお、本審査は、1号炉及び3号炉の原子炉圧力容器には燃料を装荷しないことを前提としている。

3. 本審査書の構成

「Ⅱ 発電用原子炉の設置及び運転のための技術的能力」には、技術的能力指針への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅲ 設計基準対象施設」には、設置許可基準規則のうち設計基準対象施設に適用される規定への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」には、設置許可基準規則のうち重大事故等対処施設に適用される規定及び重大事故等防止技術的能力基準への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅴ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応（~~重大事故等防止技術的能力基準2.1関係~~）」には、重大事故等防止技術的能力基準のうち「2.1 可搬型設備等による対応」への適合性に関する審査内容を示した。

「Ⅵ 審査結果」には、規制委員会としての結論を示した。

なお、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の双方の機能を有する施設のうち、原子炉制御室等、監視設備、緊急時対策所及び通信連絡設備に関する審査内容については、「Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力」において、設計基準対象施設としての基準適合性に関する審査内容と併せて

示した。

本審査書においては、法令の規定等や申請書の内容について、必要に応じ、文章の要約、言い換え等を行っている。

本審査書で用いる条番号は、断りのない限り設置許可基準規則のものである。

Ⅱ 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要求している。

また、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りる技術的能力があることを要求している。

本章においては、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りる技術的能力についての審査結果を記載する。なお、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて新たに要求された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ついての審査結果は、Ⅳ－2、Ⅳ－4及びⅤで記載する。

規制委員会は、申請者の当該技術的能力を技術的能力指針に沿って審査した。具体的には、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鑑み、技術的能力指針の項目を以下の項目に整理して審査を行った。

1. 組織
2. 技術者の確保
3. 経験
4. 品質保証活動体制
5. 技術者に対する教育・訓練
6. 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、技術的能力指針に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 組織

技術的能力指針は、原子炉施設の設計及び工事並びに運転及び保守を実施するために、役割分担が明確化された組織を構築すること又は構築する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 設計及び工事並びに運転及び保守の業務は、島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定めた業務所掌に基づき実施する。
- (2) 設計及び工事の業務は、電源事業本部（原子力管理、原子力安全技術、電源土木、電源建築）及び本発電所の担当課それぞれにおいて実施する。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。
- (3) 運転及び保守の業務は、電源事業本部（原子力管理）及び本発電所の担当課それぞれにおいて実施する。なお、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。また、これらの組織は、本社に設置する原子力防災組織とも連携する。
- (4) 保安規定等の法令上の手続きを要するものについては、本社の原子力発電保安委員会において審議し、本発電所で使用する手順については、本発電所の原子力発電保安運営委員会において審議する。

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守の業務を実施する本社電源事業本部（原子力管理、原子力安全技術、電源土木、電源建築）及び本発電所の担当課並びに本社の原子力発電保安委員会及び本発電所の原子力発電保安運営委員会については、保安規定等で定めた業務所掌に基づき本社と本発電所の役割分担を明確化した上で業務を実施するとしており、更に自然災害及び重大事故等の非常事態に対応するための組織として、原子力防災組織を設置し、対応していることなど、申請者の組織の構築については適切なものであることを確認した。

2. 技術者の確保

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を行うための専門知識、技術及び技能を有する技術者を確保すること又は確保する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 電源事業本部及び本発電所においては、設計及び工事並びに運転及び保守

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。さらに、本発電所では、自然災害及び重大事故等へ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。

- (2) 設計及び工事に必要な技術者は、業務の各工程において必要な人数を配置する。また、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。
- (3) さらに、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。

規制委員会は、電源事業本部及び本発電所における、技術者数の推移、採用実績、教育及び訓練実績により、設計及び工事並びに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を確保していること、今後とも計画的かつ継続的に採用、教育及び訓練を実施するとしていることなど、申請者における技術者の確保については適切なものであることを確認した。

3. 経験

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守に必要な経験として、本申請と同等又は類似の施設の経験を有していること又は経験を蓄積する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 本発電所3基の建設及び改造を通じた設計及び工事の経験に加えて、約45年にわたる運転及び保守の経験を有する。
- (2) また、東京電力福島第一原子力発電所事故以前に自主的なアクシデントマネジメント対策として再循環ポンプトリップ、代替制御棒挿入、原子炉又は原子炉格納容器への代替注水、原子炉自動減圧及び非常用電源のユニット間融通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高圧発電機車、消防ポンプ等の配備を通じた設計及び工事並びに運転及び保守の経験を有する。
- (3) さらに、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、設計及び工事並びに運転及び保守の経験を蓄積する。

規制委員会は、緊急安全対策も含めたこれまでの設計及び工事並びに運転及び保守の経験に加えて、国内外の関連施設への技術者派遣実績並びにトラブル対応

情報の収集及び活用の実績があること、また、今後ともこれらを適切に継続する方針であることなど、申請者の設計及び工事並びに運転及び保守の経験並びに経験を蓄積する方針については適切なものであることを確認した。

4. 品質保証活動体制

技術的能力指針は、設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動を行う体制を構築すること又は構築する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

(1) 社内の体制

- ① 品質保証活動の実施に当たっては、原子力発電所の安全を達成、維持及び向上することを目的として、安全文化を醸成するための活動並びに関係法令及び保安規定の遵守に対する意識の向上を図るための活動を含めた品質マネジメントシステムを「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」(以下「品質管理基準規則」という。)に基づき確立し、これに基づき品質保証活動を実施するための基本的実施事項を、品質マニュアルとして「保安規定第3条(品質マネジメントシステム計画)」、「原子力品質保証規程」、「原子力品質保証細則」及び「原子力安全管理監査細則」に定める。
- ② 本社の各業務を主管する実施部門、発電所及び本社の調達本部並びに監査部門である本社の内部監査部門においては、品質マニュアルに基づき、手順及び記録に関する文書体系を定める。
- ③ 社長は、品質マニュアルに基づく品質方針を定め、原子力安全の重要性を組織内に周知する。また、実施部門の管理責任者である電源事業本部長の下、本社の各業務を主管する組織の長及び発電所長は、同方針に基づき各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、評価及び改善する。
- ④ 監査部門の管理責任者である内部監査部門長は、実施部門とは独立した立場で監査を実施する。
- ⑤ 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。
- ⑥ さらに、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社の原子力品質保証委員会において審議し、また、本発電所において実施する活動は本発電所の品質保証運営委員会において審議し、それぞれの審議結果を業務へ反映する。

(2) 設計及び工事並びに運転及び保守の品質保証活動

- ① 設計及び工事は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従い、その重要度に応じて実施する。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。
- ② 運転及び保守は、各業務を主管する組織の長が、品質マニュアルに従って、個々の業務を計画し、実施する。調達する場合には、設計及び工事と同様に管理し、確認する。
- 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。調達においては、これらを供給者に行わせ、各業務を主管する組織が確認する。

規制委員会は、設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動体制については、品質管理基準規則に基づいて品質マニュアルを定めた上で、その品質マニュアル等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、改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築していることなど、申請者の設計及び工事並びに運転及び保守を遂行するために必要な品質保証活動体制の構築が適切なものであることを確認した。

5. 技術者に対する教育・訓練

技術的能力指針は、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の教育及び訓練を行う方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 新たに配属された技術者に対しては、原子力発電の基礎知識の習得を図るため、基礎教育及び訓練を実施する。
- (2) 設計及び工事並びに運転及び保守に従事する技術者に対しては、専門知識、技術及び技能の習得を図るため、本発電所の訓練施設に加え、株式会社BWR運転訓練センター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。
- (3) 教育・訓練は、専門知識、技術及び技能の習得状況に応じて対象者、内容及び時間等に関する実施計画を策定し実施する。
- (4) 自然災害及び重大事故等に対応する技術者、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。

規制委員会は、技術者に対しては専門知識、技術及び技能を維持及び向上させるため、教育・訓練に係る実施計画を策定した上で必要な教育及び訓練を実施すること、更に事務系職員及び協力会社社員に対しても、自然災害対応等の役割に応じて、教育及び訓練を実施することなど、申請者の技術者等に対する教育及び訓練の方針は適切なものであることを確認した。

6. 発電用原子炉主任技術者等の選任・配置

技術的能力指針は、発電用原子炉主任技術者及び運転責任者をその職務が適切に遂行できるよう配置していること又は配置する方針を示すことを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 発電用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。
- (2) 発電用原子炉主任技術者は、発電用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、発電用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電源事業本部長が選任し配置する。
- (3) 発電用原子炉主任技術者の代行者は、発電用原子炉主任技術者の要件を有する課長以上の職位の者から選任する。
- (4) 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長の職位として配置する。

規制委員会は、発電用原子炉主任技術者については、必要な要件を踏まえた上で選任し、独立性を確保した職位として配置すること、運転責任者については、基準に適合した者の中から選任し、当直長の職位として配置することなど、申請者の有資格者等の選任及び配置の方針については適切なものであることを確認した。

Ⅲ 設計基準対象施設

本章においては、設計基準対象施設を含む発電用原子炉施設に関して変更申請がなされた内容について審査した結果を、設置許可基準規則の条項ごとに示した。

Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）

第４条は、設計基準対象施設について、地震により発生するおそれがある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相対的な程度（以下「耐震重要度」という。）に応じた地震力に十分に耐えることができる設計とすることを要求している。また、耐震重要施設については、基準地震動による地震力及び基準地震動によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対してその安全機能が損なわれるおそれがない設計とす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。

Ⅲ－１．１ 基準地震動

- １． 地下構造モデル
- ２． 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動
- ３． 震源を特定せず策定する地震動
- ４． 基準地震動の策定

Ⅲ－１．２ 周辺斜面の安定性

Ⅲ－１．３ 耐震設計方針

- １． 耐震重要度分類の方針
- ２． 弾性設計用地震動の設定方針
- ３． 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針
- ４． 荷重の組合せと許容限界の設定方針
- ５． 波及的影響に係る設計方針
- ６． 炉心内の燃料被覆材の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－１．１ 基準地震動

設置許可基準規則解釈別記２（以下「解釈別記２」という。）は、基準地震動について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、

地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が行った地震動評価の内容について審査した結果、本申請における基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に策定されていることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

1. 地下構造モデル

(1) 解放基盤表面の設定

解釈別記2は、解放基盤表面について、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される自由表面であり、せん断波速度（以下「S波速度」という。）がおおむね700m/s以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていない位置に設定することを要求している。

申請者は、解放基盤表面の設定に関する評価について、以下のとおりとしている。

- ・敷地内及び敷地周辺で実施した地質調査結果及びボーリング調査結果より、耐震重要施設の支持地盤である新第三紀中新世の成相寺層^{じょうそうじ}は、地表面付近から標高約-1,000m以深まで分布し、褶曲を伴って北に緩やかに傾斜している。
- ・敷地内で実施したP S 検層の結果より、成相寺層のS波速度は標高-10m以深においておおむね700m/s以上となり、著しい風化は見^みられない。
- ・敷地内及び敷地周辺における反射法地震探査、オフセットV S P探査、微動アレイ探査等の結果から、敷地及び敷地周辺の地下の速度構造は、大局的に見て水平成層である。
- ・以上のことから、敷地地下で著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを有し、著しく風化を受けていない岩盤である成相寺層においてS波速度がおおむね700m/s以上となる標高-10mの位置に解放基盤表面を設定した。

規制委員会は、本申請における解放基盤表面は、必要な特性を有し、要求されるS波速度を持つ硬質地盤の表面に設定されていることから、解釈別記2の

規定に適合していることを確認した。

(2) 敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価

解釈別記2は、地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性に係る以下の項目を考慮することを要求している。

- ① 敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順との組合せで実施すること。
- ② 敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。

申請者は、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価について、敷地及び敷地周辺における地質調査、地震観測記録の分析等に基づき以下のとおりとしている。

- ① 地質調査の結果、敷地及び敷地近傍の地質は、新第三紀中新世の堆積岩類から成る成相寺層及び貫入岩類、第四紀完新世の崖錐堆積物等から構成される。
- ② 敷地は1・2号炉が位置する地盤（以下「2号地盤」という。）及び3号炉が位置する地盤（以下「3号地盤」という。）の2つの地盤に分けられる。2号炉及び3号炉原子炉建物基礎上端で得られた地震観測記録から、各建物で同時に観測された6地震について、観測記録の応答スペクトルを比較した結果、地震によらず、各原子炉建物基礎上端における観測記録の応答スペクトルは同等であることから、2号地盤及び3号地盤で増幅特性に違いは見られないことを確認した。また、2号地盤に位置する観測点であるA地点（以下「2号観測点」という。）、並びに3号地盤に位置する観測点であるB及びC地点（以下「3号観測点」という。）の3観測点において各深さで得られた地震観測記録のうち、最大加速度値が最も大きかった地震である2000年鳥取県西部地震を含む4地震について、岩盤内の各深さで得られた観測記録の応答スペクトルを比較した結果、2号地盤及び3号地盤の岩盤内では、顕著な増幅がなく、増幅特性に違いは見られないことを確認した。3観測点で得られた地震観測記録のうち、震央距離が200km以内の地震のマグニチュード（以下「M」という。）が5以上の内陸地殻内地

震である 15 地震について、各観測点の観測記録を対象に、地震波の到来方向ごとに水平／上下スペクトル比（以下「H/V スペクトル比」という。）を比較した結果、方向別で 2 号地盤及び 3 号地盤の増幅特性に違いは見られないことを確認した。

- ③ 敷地内における反射法地震探査、オフセット **V S P VSP** 探査及び微動アレイ探査結果から、地下構造の東西方向はほぼ水平成層を呈しているものの、南北方向は北に向かって緩やかに傾斜しており、また、震源が北に位置する地震記録も得られていないことから、傾斜構造が地震動に及ぼす影響を確認するため、二次元解析による検討を実施した。敷地内ボーリングの P S 検層結果等に基づき設定した 2 号地盤及び 3 号地盤における南北方向の傾斜構造を考慮した二次元地下構造モデルを用いて解析を実施した結果、斜め入射を考慮しても傾斜構造による特異な増幅傾向が見られず、また、二次元地下構造モデルによる地盤増幅特性は一次元地下構造モデルによる地盤増幅特性と比較して違いが見られないことから、傾斜構造による特異な増幅傾向は見られないことを確認した。
- ④ 以上のことから、敷地地盤は水平成層構造とみなすことができることを確認し、一次元の速度構造でモデル化した。一次元の速度構造のモデル化に当たっては、2 号炉の位置における地下構造モデル（以下「2 号地下構造モデル」という。）及び 3 号炉の位置における地下構造モデル（以下「3 号地下構造モデル」という。）として、地震基盤面（標高-2,040m）から地表面までをモデル化した地下構造モデルをそれぞれ設定した。各地下構造モデルについて、敷地内ボーリングの P S 検層結果、微動アレイ探査結果等に基づき、モデルの層厚、速度構造及び密度を設定した。減衰定数については、標高-1,510m 以浅では 2 号観測点及び 3 号観測点の鉛直アレイ観測による地震観測記録から求めた深度方向の伝達関数及び H/V スペクトル比を目的関数とした逆解析により最適化を行った上で設定し、標高-1,510m 以深の減衰については、岩田・関口（2002）に基づき設定した。また、2 号地下構造モデル及び 3 号地下構造モデルによる理論伝達関数及び理論 H/V スペクトル比は、2 号観測点及び 3 号観測点の鉛直アレイ観測による地震観測記録から求めた伝達関数及び H/V スペクトル比と整合していること、当該地下構造を用いた 2000 年鳥取県西部地震の地盤応答解析結果と観測記録を比較して同程度であることから各モデルの妥当性を確認した。
- ⑤ 統計的グリーン関数法による地震動評価に用いる地下構造モデルとして、地震基盤面から解放基盤表面（標高-10m）までをモデル化した地盤モデル（以下「統計的グリーン関数法に用いる地盤構造モデル」という。）を

設定した。統計的グリーン関数法に用いる地盤構造モデルは、2号地下構造モデル及び3号地下構造モデルの地震基盤面から解放基盤表面までの地盤増幅特性を比較した結果、3号地下構造モデルの地盤増幅特性の方が、若干大きくなるため、3号地下構造モデルを用いて設定した。減衰定数については、標高-1,510m以浅では、3号地下構造モデルの減衰定数及び大深度ボーリング孔におけるQ値測定結果を考慮して、地盤増幅特性が安全側になるように設定し、標高-1,510m以深では、岩田・関口（2002）に基づき設定した。また、統計的グリーン関数法に用いる地盤構造モデルから求めた理論位相速度と、微動アレイ観測記録から求めた位相速度を比較し、両者が同程度であることから、当該モデルの妥当性を確認した。

- ⑥ 理論的手法による地震動評価では、地震基盤面以浅の地盤構造に加えて地震基盤以深の地盤構造が必要であるため、地震基盤面以浅については、統計的グリーン関数法に用いる地盤構造モデルを、地震基盤以深のうち、標高-16,000m以浅の速度値等の物性値については、3号地下構造モデルの物性値を用いて、標高-16,000m以深については、岩田・関口（2002）に基づき地盤構造モデルを設定した。また、地震基盤面以深の減衰については、岩田・関口（2002）に基づき設定した。

規制委員会は、申請者が実施した敷地及び敷地周辺の敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価については、以下のことから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

- ・調査の手法が地質ガイドを踏まえた適切なものであり、敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性について適切に評価していること。
- ・地震波の伝播特性の評価に当たって、地震観測記録の分析から、2号地盤及び3号地盤では増幅特性の違いは認められないとしていること、地震波の到来方向の違いによる特異な伝播特性は認められないとしていること、及び二次元解析結果から、傾斜構造による影響はないと評価していること。
- ・敷地地盤の地下構造のモデル化に当たって、上記地震波の伝播特性の評価、敷地内のP S 検層結果、文献における知見等から、敷地地盤の速度構造はおおむね水平な成層構造をなし、一次元構造でモデル化できるとした上で、地震波速度、減衰定数等を適切に設定するとともに、地震基盤面から解放基盤表面までの地盤増幅特性が若干大きくなる3号地下構造モデルを用いて設定し、観測記録との整合を確認していること。

2. 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が実施した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価については、適切に選定された複数の検討用地震ごとに、各種の不確かさを十分に考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を適切な手法で行っていることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(1) 震源として考慮する活断層

解釈別記2は、内陸地殻内地震に関し、震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形及び地質条件に応じ、文献調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置、形状、活動性等を明らかにすることを要求している。

申請者は、調査内容、調査結果及びその評価について、以下のとおりとしている。

① 震源として考慮する活断層の抽出

- a. 敷地周辺及び敷地近傍の地質及び地質構造を把握するため、陸域については、文献調査、変動地形学的視点に基づいた地形調査、地表地質調査、地球物理学的調査（反射法地震探査等）、ボーリング調査、トレンチ調査等を実施した。海域については、文献調査、音波探査等を実施した。
- b. 敷地周辺及び敷地近傍では、産業技術総合研究所が発行している地質図、活断層研究会編（1991）、今泉ほか編（2018）等の文献調査を含む調査結果に基づき、「震源として考慮する活断層」として以下の断層を抽出し、活断層の位置、形状等の評価した。

ア. 敷地から 30km 以遠の断層
（陸域）山崎断層系

- (海域) 鳥取沖西部断層＋鳥取沖東部断層の連動、大田沖断層、
F 5 7 断層、K－1 撓曲＋K－2 撓曲＋F_{KO}断層の連動
- イ. 敷地から 30km の範囲の境界を横断する断層
 (陸域) 大社衝上断層、三刀屋北断層、布部断層
 (海域) F－Ⅲ断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層の連動、F_K－1 断層
- ウ. 敷地から 30km の範囲の断層
 (陸域) 田の戸断層、大船山東断層、東来待－新田畑断層、仏経
 山北断層、半場－石原断層、東忌部断層、柳井断層、山王寺断
 層、大井断層
 (海域) K－4 撓曲＋K－6 撓曲＋K－7 撓曲の連動
- エ. 敷地近傍（敷地から 5km の範囲）境界を横断する断層
 (陸域) 宍道断層、古殿[北][南]断層、山中付近断層
- オ. 敷地近傍においては、文献では活断層として宍道断層、古殿
 [北][南]断層及び山中付近断層が記載されているが、これらの断
 層のうち宍道断層以外は、地質調査の結果から、「震源として考
 慮する活断層」ではないと評価した。
- カ. 敷地においては、文献調査、変動地形学的調査、地表地質調
 査、地表からの弾性波探査、ボーリング調査及び試掘坑調査を行
 い、地質・地質構造の検討を実施した。調査の結果、「Ⅲ－2 設
 計基準対象施設の地盤（第 3 条関係）」において示すとおり、敷
 地には断層活動を示唆する変位地形・リニアメントは認められず、
 地層と斜交し破砕を伴う断層は認められないこと、敷地南部の背
 斜軸より北にある過褶曲部にも断層は認められないこと、また、
 褶曲運動に伴う層面すべりにより形成されたと評価されるシー
 ムが認められるが、これらのシームは中期中新世～後期中新世に
 生成した鉾物脈を変位・変形させていないこと等から、後期更新
 世以降に活動しておらず、「震源として考慮する活断層」ではな
 いと評価した。

② 宍道断層の評価

敷地近傍境界を横断し、地震動評価に与える影響が大きい宍道断層
 （ここでは、後期更新世以降の活動が否定できず「震源として考慮する
 活断層」として評価する区間のことをいう。）について、申請者は、以下
 のとおり評価した。

- a. 変動地形学的視点に基づいた地形調査結果から、男島から鹿島町

古浦、同町南講武、美保関町下宇部尾、同町森山等を経て同町福浦に至る区間に、東西方向に連続するA、B、C及びDランクの変位地形・リニアメントが判読される。また、文献調査の結果、当該変位地形・リニアメントとほぼ対応する位置及び区間に、活断層研究会編（1991）、中田ほか（2008）、今泉ほか編（2018）、地震調査研究推進本部（2016）等の各種文献において、活断層が示されている。また、当該変位地形・リニアメントの東端である美保関町福浦より東側については、地震調査研究推進本部（2016）では重力異常及び地形的特徴等の観点から活断層の可能性のある構造を示し、今泉ほか編（2018）では活断層を示している。

- b. 宍道断層を対象とした地質調査の結果、鹿島町南講武において実施したトレンチ調査で、大山松江軽石層（約13万年前）、三瓶木次軽石層（約10.5万年前）及び始良T_n火山灰（約2.8万年前～約3.0万年前）を含む層並びに約1万1千年前の腐植土層が、断層により変位を受けていることを確認したこと等から、宍道断層には後期更新世以降の断層活動が認められると判断した。
- c. 鹿島町古浦より西側では、音波探査等において宍道断層の延長部に対応する断層は認められない。しかしながら、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあることを考慮し、男島より西側において、鹿野・中野（1986）が示す伏在断層通過位置付近におけるボーリング調査によって、層理面が急傾斜を示す古浦層と緩傾斜を示す成相寺層との境界に断層が認められないこと等、精度や信頼性の高い調査により宍道断層の延長部に対応する断層が認められないことを確認している女島を宍道断層の西端と評価した。
- d. 変動地形学的調査の結果、下宇部尾の東側では南講武付近と比べて断層活動性が低下していると考えられ、また、下宇部尾東から森山における調査で確認される断層には後期更新世以降の断層活動は認められない。しかしながら、更に東側の森山から福浦を経て地蔵崎における地質調査の結果では、陸域において断層の一部を除き上載地層がなく後期更新世以降の断層活動が完全には否定できず、また、美保湾における音波探査の結果では後期更新世以降の断層活動は認められないものの陸海境界付近では調査結果に不確かさがある。このため、地蔵崎より東の美保湾の東側の海域において、精度や信頼性の高い音波探査によって後期更新世以降の断層活動が認められないこと及び地震調査研究推進本部（2016）が示す活断層の可能性のある構造より東側で明瞭な重力異常が認められなくなることを確認している位置

- の美保関町東方沖合い（No. 3.5 測線）を宍道断層の東端と評価した。
- e. 以上から、宍道断層の長さを、女島から美保関町東方沖合いまでの約 39km と評価した。
 - f. なお、宍道断層とその東側の鳥取沖西部断層の間については、音波探査の結果から両断層の間に後期更新世以降の断層活動は認められないこと、両断層間にはD 2層（中新統）の高まりとその高まりの南縁に後期更新世以降の活動は認められない断層が分布しこれらの構造を横断する断層は確認されないこと、速度構造断面図からも断層活動を示唆する速度構造の不連続は認められないこと、及び宍道断層で認められる明瞭な重力異常は鳥取沖西部断層へ連続しないことから、宍道断層と鳥取沖西部断層は連動しないと評価した。

当初、申請者は、宍道断層の西端の評価について、中田ほか（2008）が示す活断層の古浦の海岸部における端部と、音波探査により古浦沖において断層・褶曲が認められないと評価した測線の南端とを線で結び、その延長線上に位置する露頭で、断層が認められないことが確認された古浦西方の西側を西端としていた。また、東端の評価については、下宇部尾東では断層が認められず、その東側の美保関町森山～福浦及び美保関町東方沖合いでも後期更新世以降の断層活動がないことから、下宇部尾東を東端としていた。これらの端部の評価結果から、宍道断層の長さを、古浦西方の西側から下宇部尾東までの約 22km としていた。

規制委員会は、審査の過程において、西端の評価について、古浦より西側の調査対象域は陸海境界付近に当たるため、活断層の存在を評価するための信頼性の高いデータを得るには限界があることから、調査データを拡充して検討することを求めた。また、東端の評価については、申請後に公表された地震調査研究推進本部（2016）が、下宇部尾東より東側にも活断層の可能性のある構造が連続するとしていること等を踏まえ、調査データを拡充して検討することを求めた。

これに対して、申請者は、西端の評価について、古浦西方の西側の更に西の男島付近から女島付近において、追加調査（地表地質踏査、海底面調査、ボーリング調査等）を実施した。その結果、古浦から女島付近において後期更新世以降の断層活動を示唆する地質構造は認められないが、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあることを考慮し、精度や信頼性の高い調査により宍道断層の延長部に対応する断層が認められないことを確認している女島を西端と評価することに見直した。また、東端については、追加調査（地表地質踏査）を実施したが、森山から美保関において断層の一部を除いて上載地層がなく後期

更新世以降の断層活動が完全に否定できなかったこと、美保湾における音波探査の結果では後期更新世以降の断層活動は認められないものの陸海境界付近では調査結果に不確かさがあることを考慮し、端部の評価を見直した。具体的には、地蔵崎より東の美保湾の東側の海域において、精度や信頼性の高い音波探査により後期更新世以降の断層活動が認められないこと及び地震調査研究推進本部（2016）が示す活断層の可能性のある構造よりも東側で明瞭な重力異常が認められなくなることを確認している位置の美保関町東方沖合い（No. 3.5 測線）を東端と評価した。西端及び東端を見直したことから、宍道断層の長さを、女島から美保関町東方沖合いまでの約 39km と評価した。

規制委員会は、申請者が実施した「震源として考慮する活断層」の評価については、調査地域の地形・地質条件に応じて適切な手法、範囲及び密度で調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し、活断層の位置、形状、活動性等を明らかにしていることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。特に敷地近傍境界を横断する宍道断層の評価については、以下のことから妥当と評価した。

- ・古浦から女島付近において後期更新世以降の断層活動を示唆する地質構造は認められないが、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあることを考慮し、精度や信頼性の高い調査により宍道断層の延長部に対応する断層が認められないことを確認している女島を西端と評価していること。
- ・美保湾における音波探査の結果では後期更新世以降の断層活動は認められないものの、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあること等を考慮し、地蔵崎より東の美保湾の東側の海域において、精度や信頼性の高い音波探査によって後期更新世以降の断層活動が認められないこと及び地震調査研究推進本部（2016）が示す活断層の可能性のある構造よりも東側で明瞭な重力異常が認められなくなることを確認している位置の美保関町東方沖合い（No. 3.5 測線）を東端と評価していること。
- ・以上の結果、各種文献が示す活断層の端部よりも更に西側及び東側に西端及び東端が設定されたことにより、宍道断層の長さを約 39km としていること。

（2）検討用地震の選定

解釈別記 2 は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震発生状況を精査し、中・小・微小地震の分布、応力場及び地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、検討用地震を複数選定することを要求して

いる。また、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮することを、プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構及びテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うことを要求している。

申請者は、検討用地震の選定について、以下のとおりとしている。

① 内陸地殻内地震

内陸地殻内地震については、被害地震、「震源として考慮する活断層」及び連動を考慮する断層群による地震について、地震のM、震央距離及び敷地で想定される震度の関係（以下「M- Δ の関係」という。）から、敷地に影響を及ぼす地震を抽出し、その中から検討用地震を選定した。被害地震については、敷地で震度5弱（1996年以前は震度V。以下同じ。）程度と推定される880年出雲の地震及び2000年鳥取県西部地震の2地震を敷地に影響を及ぼす地震として抽出した。「震源として考慮する活断層」及び連動を考慮する断層群による地震については、宍道断層による地震、F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層による地震等の21地震を敷地に影響を及ぼす地震として抽出した。このように抽出した23地震について、M- Δ の関係から宍道断層による地震を検討用地震として選定した。また、宍道断層による地震以外については、Noda et al. (2002)の方法により求めた応答スペクトルの比較を行った結果、F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層による地震を検討用地震として選定した。

② プレート間地震

プレート間地震については、過去の地震及び知見から敷地の震度が5弱程度以上であった可能性がある地震として、1707年宝永地震及び1854年安政南海地震が認められるが、これらの地震は、敷地から300km以上離れており、M- Δ の関係から敷地への影響は大きくないこと及び内閣府（2012）では、統計的グリーン関数法及び距離減衰式に基づいて評価した南海トラフの巨大地震の震度分布は、敷地が位置する島根半島はおおむね震度4とされていることから、敷地に震度5弱程度以上の影響を及ぼす地震ではないと考えられるため、検討用地震を選定しない。

③ 海洋プレート内地震

海洋プレート内地震については、過去の地震及び知見から敷地の震度が

5 弱程度以上の揺れをもたらした地震は認められておらず、これらの地震は、敷地から遠方に位置し、敷地への影響は大きくないことから、検討用地震を選定しない。

規制委員会は、申請者が実施した検討用地震の選定に係る評価については、活断層の性質や地震発生状況を精査し、地震発生様式等に関する既往の研究成果等を総合的に検討することにより複数の検討用地震を適切に選定するとともに、評価に当たっては複数の活断層の連動も考慮していることから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

(3) 地震動評価

解釈別記2は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について、検討用地震ごとに、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性を十分に考慮して、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定することを要求している。また、内陸地殻内地震に関しては、震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、複数の活断層の連動を考慮することを要求している。さらに、基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさについては、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮することを要求している。内陸地殻内地震のうち、震源が敷地に極めて近い場合は、震源モデルの形状及び震源特性パラメータの妥当性について詳細に検討するとともに、基準地震動策定過程に伴う各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、震源の極近傍での地震動の特徴に係る最新の科学的・技術的知見を踏まえた上で、さらに十分な余裕を考慮して基準地震動を策定することを要求している。

申請者は、検討用地震として選定した宍道断層による地震及びF-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震について、震源モデル及び震源特性パラメータの設定並びに地震動評価の内容を以下のとおりとしている。

① 宍道断層による地震

- a. 基本震源モデルは、地質調査結果及び地震調査研究推進本部による「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(2020)〔レシピ〕」(以下「レシピ」という。)に基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、敷地及び敷地周辺

の微小地震分布、地下構造調査結果、他機関による検討及び既往の研究成果から、断層上端深さを 2km と設定した。断層下端深さについては、上記の各種検討結果からは 15km と考えられるものの、20km 程度とする知見や 2000 年鳥取県西部地震の震源モデルにおいて断層幅を最大で 18km 程度とする知見もあるため、これらを参考に安全側に 20km と設定した。また、地質調査結果に基づき、断層長さを 39km と設定した。断層傾斜角・すべり様式については、地質調査結果等に基づき 90° の右横ずれ断層と設定した。アスペリティ 2 個を、変位地形・リニアメント分布を考慮して設定した上で、敷地への影響が大きくなるように、アスペリティ上端を断層面上端にそれぞれ配置した。破壊開始点は、レシピに基づき各アスペリティ下端に設定した。

c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮した以下のケースを設定した。

- ・2007 年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース
- ・地震調査研究推進本部による全国地震動予測地図 (2017) を踏まえて断層傾斜角を敷地方向へ 70° 北傾斜としたケース
- ・破壊伝播速度を宮腰ほか (2005) に基づき標準偏差 1σ を考慮した 3.1km/s に引き上げたケース
- ・すべり角をトレンチ調査結果による鉛直方向の変位を考慮し 150° としたケース
- ・アスペリティを敷地寄り断層上端の一つに集約したケース

破壊開始点は、各ケースについて断層の破壊が敷地へ向かうよう、アスペリティ下端及び断層面下端に複数設定した。

d. さらに、本断層は Noda et al. (2002) の手法における極近距離との乖離が大きいことから、敷地の極近傍に位置すると評価し、各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、周期によって地震動への影響が大きい断層傾斜角、破壊伝播速度及び短周期の地震動レベルの不確かさを考慮した 3 ケースについて、以下の不確かさの組合せケースを設定した。

- ・断層傾斜角の不確かさと破壊伝播速度の不確かさの組合せケース
- ・断層傾斜角の不確かさと短周期の地震動レベルの不確かさの組合せケース
- ・破壊伝播速度の不確かさと短周期の地震動レベルの不確かさの組合せケース

なお、短周期の地震動レベルの不確かさのみを考慮するケースにお

いては、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍に設定したが、組合せケースにおいては、佐藤（2008）による横ずれ断層と逆断層の短周期の地震動レベルの比率を踏まえて、短周期の地震動レベルを断層傾斜角の不確かさケース又は破壊伝播速度の不確かさケース基本震源モデルの 1.25 倍と設定した。

上記 a. から d. を踏まえ、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を以下のとおり実施した。

- a. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、本断層が敷地からの等価震源距離で 8.8 km と、Noda et al. (2002) の手法における極近距離との乖離が大きく、回帰式を策定する上で用いた等価震源距離の最小値との差が大きいため、適用範囲外と判断した。よって、応答スペクトルに基づく地震動評価は、Noda et al. (2002) の方法以外の国内外において提唱されている NGA-west2 (2014) (※¹) 等の距離減衰式により評価した。
- b. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、経験的グリーン関数法に用いる適切な観測記録が得られていないことから、短周期側に統計的グリーン関数法を、長周期側に理論的手法を用いたハイブリッド合成法により評価した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは入倉・三宅（2001）により断層面積から設定し、平均応力降下量は円形クラックの式により、短周期レベルは壇ほか（2001）により、アスペリティの面積は短周期レベルの式を介し、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティの断層全体面積に対する面積比（以下「アスペリティ面積比」という。）から設定した。

当初、申請者は、内陸地殻内地震による地震動評価において、断層下端深さを原子力安全基盤機構(2004)による中国地方の震源分布のうち、全体の 90% になる震源深さ (D90) 等から 15km と設定していた。

規制委員会は、審査の過程において、断層下端深さについては、最新のデータによる敷地周辺の微小地震の発生状況、敷地周辺で発生した 2000 年鳥取県西部地震の他機関による地震動評価における断層モデルの断層幅等を踏まえると、断層下端深さは 15km より深いと考えられることから、各種知見を整理した上で、適切に設定するよう求めた。

これに対して、申請者は、最新のデータによる敷地周辺の微小地震の発生状況、敷地周辺で発生した 2000 年鳥取県西部地震の他機関による地震動評価に

(※¹) The “Next Generation of Ground-Motion Attenuation Models” for the western United States

おける断層モデルの断層幅等を踏まえて、断層下端深さを 20km に設定した上で、地震動評価を行った。

また、当初、申請者は、宍道断層による地震の地震動評価について、不確かさの組合せ等、さらに十分な余裕を考慮した評価を実施していなかった。

規制委員会は、審査の過程において、宍道断層による地震の地震動評価については、震源が敷地に極めて近いことを踏まえて、不確かさの組合せ等、さらに十分な余裕を考慮した評価を実施することを求めた。

これに対して、申請者は、宍道断層による地震の地震動評価については、各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、不確かさの組合せケースを設定し、さらに十分な余裕を考慮した評価を行った。

② F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層による地震

- a. 基本震源モデルは、地質調査結果及びレシピに基づき、震源モデル及び震源特性パラメータを設定した。
- b. 基本震源モデルにおける主なパラメータとして、宍道断層による地震と同様に、断層上端深さを 2km、断層下端深さを 20km と設定した。また、地質調査結果に基づき、断層長さを 48km と設定した。断層傾斜角・すべり様式については、地質調査結果及び当該断層周辺の横ずれ断層の主な地震の断層傾斜角に基づき敷地方向へ 70° 南傾斜の右横ずれ断層と設定した。アスペリティ 3 個を、地質調査結果に基づき各断層の評価区間を考慮して設定した上で、敷地への影響が大きくなるように、アスペリティ上端を断層面上端にそれぞれ配置した。破壊開始点は、レシピに基づき敷地に近い 2 つのアスペリティ下端に設定した。
- c. 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮した以下のケースを設定した。
 - ・2007 年新潟県中越沖地震の知見を踏まえた短周期の地震動レベルを基本震源モデルの 1.5 倍としたケース
 - ・断層傾斜角を敷地方向へ 35° 南傾斜としたケース
 - ・破壊伝播速度を宮腰ほか (2005) に基づき標準偏差 1σ を考慮した 3.1km/s に引き上げたケース
 - ・すべり角を当該断層の近傍に位置し、同じ右横ずれ断層である宍道断層による地震と同様に 150° としたケース
 - ・敷地に近い 2 つのアスペリティを敷地寄り断層上端の一つに集約したケース
 - ・地下深部において他の断層が収斂している可能性も考慮して、断

層位置をより敷地に近づけたケース（断層長さ 53km）
破壊開始点は、各ケースについて断層の破壊が敷地へ向かうよう、
アスペリティ下端及び断層面下端に複数設定した。

上記 a. から c. を踏まえ、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を以下のとおり実施した。

- a. 応答スペクトルに基づく地震動評価は、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動の応答スペクトルを Noda et al. (2002) の方法により評価した。地震動評価に当たって使用する M は、断層長さから松田 (1975) 及び断層面積から武村 (1990) により求めた。なお、地震動評価上は、内陸地殻内地震の補正係数は適用しない。
- b. 断層モデルを用いた手法による地震動評価では、経験的グリーン関数法に用いる適切な観測記録が得られていないことから、短周期側に統計的グリーン関数法を、長周期側に理論的手法を用いたハイブリッド合成法により評価した。震源特性パラメータのうち、地震モーメントは、その大きさに応じて入倉・三宅 (2001) 又は Murotani et al. (2015) により断層面積から設定し、平均応力降下量は Fujii and Matsu'ura (2000) により 3.1MPa、短周期レベルは壇ほか (2001) により、アスペリティの面積は Somerville et al. (1999) により断層全体の面積の 22% とし、アスペリティの応力降下量は平均応力降下量及びアスペリティ面積比から設定した。

規制委員会は、申請者が評価した「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、検討用地震ごとに、各種の不確かさを十分に考慮して「応答スペクトルに基づく地震動評価」及び「断層モデルを用いた手法による地震動評価」に基づき適切に行われており、以下のことから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

- ① 内陸地殻内地震である宍道断層による地震の地震動評価においては、
 - ・ レシピ、地質調査等を踏まえ、あらかじめ断層長さ及び断層幅の不確かさを考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地への影響が大きくなるようあらかじめ敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本震源モデルを設定して適切に評価を実施していること。
 - ・ 基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベル

を基本震源モデルの1.5倍としたケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること。また、震源が敷地に極めて近いことを踏まえて、各種不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価した上で、地震動への影響が大きい断層傾斜角、破壊伝播速度及び短周期の地震動レベルの不確かさについて各々組み合わせることにより、さらに十分な余裕を考慮した評価を実施していること。

② 内陸地殻内地震であるF-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震の地震動評価においては、

- ・レシピ、地質調査等を踏まえ、複数の活断層の連動を考慮するとともに、あらかじめ断層幅の不確かさを考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地への影響が大きくなるようあらかじめ敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本震源モデルを設定して適切に評価を実施していること。
- ・基本震源モデルに対して、地震動評価に影響が大きいと考えられるパラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの1.5倍としたケース、断層傾斜角を敷地方向へ35°南傾斜としたケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること。

3. 震源を特定せず策定する地震動

解釈別記2(※²)は、「震源を特定せず策定する地震動」について、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することを要求している。

申請者は、地震ガイド(※³)に例示された収集対象となる内陸地殻内地震の評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 地震規模がモーメントマグニチュード(以下「Mw」という。)6.5以上の地震については、2008年岩手・宮城内陸地震及び2000年鳥取県西部地震を検討対象とした。
- (2) 2008年岩手・宮城内陸地震については、震源域は、新第三紀以降の火山岩及び堆積岩が厚く分布し、現在の東西圧縮応力場に調和的な南北方向の褶曲・撓曲構造が発達しているとともに、南北走向の逆断層が多数発達している地域である。

(※²) 本項では、令和3年4月21日改正前の「設置許可基準規則解釈」をいう。

(※³) 本項では、令和3年4月21日改正前の「地震ガイド」をいう。

一方、敷地及び敷地近傍は、主に新第三紀の堅固な堆積岩である頁岩、泥岩、砂岩等が厚く分布し、現在の東西圧縮応力場に調和しない東西方向の褶曲・撓曲構造が認められるとともに、主として右横ずれ断層が認められる地域である。

以上のことから、2008年岩手・宮城内陸地震の震源域は、敷地及び敷地近傍とは地質・地質構造、活断層の分布状況に違いが認められ、地質学的背景等が異なることから、観測記録収集対象外とした。

- (3) 2000年鳥取県西部地震については、敷地周辺で発生した地震であり、震源域と敷地及び敷地近傍とは地質学的背景等に類似性が認められるため、観測記録収集対象として選定した。

観測記録の収集については、震源近傍に位置する国立研究開発法人防災科学技術研究所のK-NET及びKiK-net観測点、鳥取県の賀^か祥^{しょう}ダム等、15地点での記録を収集し、これらのうち、加藤ほか(2004)に基づく応答スペクトルを一部周期帯で上回り、K-NET観測点については、地表から深さ30mまでの平均S波速度(AVS30)が500m/s以上の観測点で得られた5地点の記録を抽出した。これらの記録の分析・評価により、地盤の非線形性等による特異な影響が無く、解放基盤波の応答スペクトルが最も大きいことが確認できた、震源近傍に位置する賀祥ダム(監査廊)の記録を信頼性の高い基盤地震動が評価可能な観測記録として選定した。さらに、敷地の解放基盤表面におけるS波速度1,520m/sと比較して、速度の遅い岩盤上の記録であることを確認した上で、賀祥ダム(監査廊)の記録を、地盤補正を行わずにそのまま「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。

- (4) Mw6.5未満の地震については、収集した観測記録を、加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトルと対比させた。その結果、加藤ほか(2004)を一部周期帯で上回ることから敷地に及ぼす影響の大きい地震観測記録として、5地震(2004年北海道留^る萌^{もい}支^し庁^{ちよう}南部地震、2011年茨城県北部地震、2013年栃木県北部地震、2011年和歌山県北部地震、2011年長野県北部地震)を抽出した。このうち、2004年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍のK-NET港^{みなと}町^{まち}観測点における地震観測記録については、佐藤ほか(2013)でボーリング調査等による精度の高い地盤情報を基に基盤地震動が推定されていることから、K-NET港町観測点の地盤モデルの不確かさ等を考慮した基盤地震動に保守性を考慮した地震動及び加藤ほか(2004)に敷地の地盤物性を考慮した応答スペクトルを「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。なお、地盤物性のうち地震波速度は、K-NET港町観測点で基盤地震動を推定した位置では敷地の解放基盤表面の値よりも遅いため、敷地の解放基盤表面の地震波速度相当位置では地震動が小さくなることについて、その影響を考慮していない。

規制委員会は、申請者が評価した「震源を特定せず策定する地震動」は、以下のことから、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

- ・2008年岩手・宮城内陸地震については、震源域と敷地近傍との地域性の違いを十分に評価した上で、地質学的背景等が異なることから、観測記録収集対象外としていること。
- ・2000年鳥取県西部地震については、敷地周辺で発生した地震であり、震源域と敷地及び敷地近傍とは地質学的背景等に類似性が認められることから、観測記録収集対象とし、当該地震の震源近傍で取得された地震観測記録のうち、信頼性が高く最も地震動レベルの大きい賀祥ダム（監査廊）の観測記録を採用していること。
- ・Mw6.5未満の地震については、震源近傍における観測記録を精査して抽出された、2004年北海道留萌支庁南部地震による震源近傍の観測点における記録に各種の不確かさを考慮した地震動及び加藤ほか（2004）に敷地の地盤物性を考慮した応答スペクトルを採用していること。

4. 基準地震動の策定

解釈別記2は、基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することを要求している。

申請者は、施設の耐震設計に用いる基準地震動について、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として基準地震動 S_s-D 並びに S_s-F1 及び S_s-F2 並びに S_s-N1 及び S_s-N2 を以下のとおり策定している。

(1) 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

① 応答スペクトルに基づく手法による地震動

- ・基準地震動 S_s-D （最大加速度：水平方向 820cm/s^2 、鉛直方向 547cm/s^2 ）

基準地震動 S_s-D は、応答スペクトルに基づく手法及び断層モデルを用いた手法による地震動評価結果を包絡させて策定した地震動

なお、鉛直方向の地震動は水平方向の地震動の $2/3$ 倍を下回らないように設定した。

② 断層モデルを用いた手法による地震動

- ・基準地震動 S_s-F1 （最大加速度：水平方向 560cm/s^2 、鉛直方向 337cm/s^2 ）
及び S_s-F2 （最大加速度：水平方向 777cm/s^2 、鉛直方向 426cm/s^2 ）

基準地震動 S_s-F1 及び S_s-F2 は、宍道断層による地震の震源が敷地に近いため、断層モデルを用いた手法を重視して策定した、主要な施設の固有周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルに接近し、かつ地震動

レベルが大きい地震動及び最大加速度値が最も大きい地震動

(2) 震源を特定せず策定する地震動

① 基準地震動 S_s-N1 (最大加速度: 水平方向 620cm/s²、鉛直方向 320cm/s²)
基準地震動 S_s-N1 は、一部の周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルを上回る 2004 年北海道留萌支庁南部地震を考慮した地震動

② 基準地震動 S_s-N2 (最大加速度: 水平方向 531cm/s²、鉛直方向 485cm/s²)
基準地震動 S_s-N2 は、一部の周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルを上回る 2000 年鳥取県西部地震における賀祥ダムの観測記録による地震動

なお、加藤ほか(2004)に敷地の地盤物性を考慮した応答スペクトルは、水平方向及び鉛直方向ともに全周期帯で基準地震動 S_s-D の応答スペクトルを下回るため、基準地震動に選定しない。

規制委員会は、本申請における基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」に関し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として適切に策定されていることから、解釈別記 2 の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」のうち、短周期側で最も大きい基準地震動 S_s-D の年超過確率は 10⁻⁴~10⁻⁶ 程度としている。また、基準地震動 S_s-F1 及び S_s-F2 の年超過確率は周期 0.5 秒より短周期側では 10⁻⁴~10⁻⁵ 程度としている。さらに、「震源を特定せず策定する地震動」の年超過確率は 10⁻⁴~10⁻⁶ 程度としている。

Ⅲ-1. 2 周辺斜面の安定性

解釈別記 2 は、耐震重要施設の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊によって耐震重要施設に影響を及ぼすことがないようにすることを要求している。

申請者は、耐震重要施設の周辺斜面の評価について、以下のとおりとしている。

1. 安定性評価の対象となる斜面は、耐震重要施設からの離隔距離、斜面を構成する岩級、斜面高さ、斜面の勾配、シームの分布、対策工の実施等を考慮して、2 号炉南側切取斜面、2 号炉西側切取斜面及び防波壁(西端部)周辺斜面を選

- 定した。
2. すべり安全率の評価は、各評価対象斜面について、斜面高さが高くなり、最急勾配となるすべり方向を解析対象断面に設定し、基準地震動による地震力を作用させた二次元有限要素法を用いた動的解析により行った。
 3. 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、地下水位観測結果、入力地震動の位相の反転についても考慮した。
 4. 動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、評価基準値の 1.2 を上回る。

当初、申請者は、防波壁（西端部）周辺斜面について、国立研究開発法人防災科学技術研究所が空中写真判読によって地すべり地形を抽出していることから、詳細に確認するため地形判読及び露頭調査を実施した結果、岩盤内にすべり面は認められず、礫質土等からなる表層すべりとしていた。また、表層すべり土塊に相当する礫質土等は、貫入試験の結果、D 級岩盤に相当する強度を持つことから、当該斜面は十分な安定性を有すると評価していた。

規制委員会は、審査の過程において、防波壁（西端部）周辺斜面の表層に認められる礫質土等が表層すべり土塊であるならば、その強度を D 級岩盤相当とするのではなく、適切な物性値を定めて、すべり安定性の評価を行うことを求めた。

これに対して、申請者は、防波壁（西端部）周辺斜面表層に認められる礫質土等は過去の表層すべりの可能性が完全には否定できないことから撤去することとし、露頭観察等により礫質土等の分布について特定した上で、撤去後の斜面形状による動的解析を行った結果、十分な安定性を有していると評価した。

規制委員会は、耐震重要施設の周辺斜面について、申請者が基準地震動による地震力を作用させた適切な動的解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認していることから、解釈別記 2 の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

Ⅲ－1. 3 耐震設計方針

1. 耐震重要度分類の方針

解釈別記 2 は、耐震重要度に応じて、S クラス、B クラス及び C クラスに設計基準対象施設を分類すること（以下「耐震重要度分類」という。）を要求している。

申請者は、以下のとおり、耐震重要度分類を適用する方針としている。

(1) 施設の分類

設計基準対象施設については、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失による影響及び公衆への放射線による影響を踏まえ、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類する。また、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もSクラスとする。

(2) 設備の区分

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。

(3) 検討用地震動の設定

間接支持構造物及び波及的影響を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。

規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類の適用について、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はじめとする設計基準対象施設を、耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス及び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から、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

2. 弾性設計用地震動の設定方針

解釈別記2は、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が目安として0.5を下回らないように弾性設計用地震動を設定することを要求している。

申請者は、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。

(1) 地震動設定の条件

弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率については、工学的判断として下記①を考慮し S_s-D、S_s-F1、S_s-F2、S_s-N1 及び S_s-N2 に対して 0.5 と設定する。また、①を考慮した設定とは別に下記②を考慮した地震動 S_d-1 を弾性設計用地震動として設定する。

- ① 耐震重要施設が弾性設計用地震動による地震力に対しておおむね弾性限界に **とどまる留まる** ことを確認することによって、基準地震動による地震力に対する安全機能の保持を確実なものとする。この観点から、弾性設計用地震動と基準地震動との応答スペクトルの比率については、弾性限界と安全機能限界それぞれに対応する入力荷重の比率を踏まえると、その値は 0.5 程度を必要とする。
- ② 「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。以下「昭和 56 年耐震指針」という。）における基準地震動 S₁ が従来より地震荷重とそれ以外の荷重を組み合わせた評価において用いられてきたことから、建設時に付与した一定水準の耐震性を維持するため、弾性設計用地震動の応答スペクトルは、基準地震動 S₁ の応答スペクトルをおおむね下回らないようにする。

（２）弾性設計用地震動

前項の条件で設定する弾性設計用地震動は、最大加速度が S_d-D については水平方向 410cm/s² 及び鉛直方向 274cm/s²、S_d-F1 については水平方向 NS:274cm/s²、EW:280cm/s² 及び鉛直方向 169cm/s²、S_d-F2 については水平方向 NS:261cm/s²、EW:389cm/s² 及び鉛直方向 213cm/s²、S_d-N1 については水平方向 310cm/s² 及び鉛直方向 160cm/s²、S_d-N2 については水平方向 NS:264cm/s²、EW:266cm/s² 及び鉛直方向 243cm/s²、S_d-1 については水平方向 320cm/s² 及び鉛直方向 214cm/s² である。

規制委員会は、申請者が、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と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 S_s-D、S_s-F1、S_s-F2、S_s-N1 及び S_s-N2 に対しては 0.5 とし、昭和 56 年耐震指針における基準地震動 S₁ の応答スペクトルをおおむね下回らないようにするとの工学的判断に基づき、地震動 S_d-1 を設定して弾性設計用地震動を適切に設定する方針としていることから、この方針が解釈別記 2 の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

なお、申請者は、弾性設計用地震動の年超過確率は 10⁻³～10⁻⁵ 程度としている。

3. 地震応答解析による地震力及び静的地震力の算定方針

(1) 地震応答解析による地震力

解釈別記2は、基準地震動又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ことを要求している。

申請者は、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としている。

① Sクラスの施設の地震力の算定方針

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それによる機器・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並びに建物・構築物及び地盤等の非線形性を考慮する。

② Bクラスの施設の地震力の算定方針

Bクラスの施設のうち共振のおそれのある施設については、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。

③ 入力地震動の設定方針

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。

④ 地震応答解析方法

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上、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。地震時における地盤の有効応力の変化に伴う影響を考慮する場合には、有効応力解析を実施する。有効応力解析に

用いる液状化強度特性は、敷地の原地盤における代表性及び網羅性を踏まえた上で実施した試験の結果に対し、保守性を考慮した簡易設定法により設定する。簡易設定法により評価した結果、地殻変動及び基準地震動による基礎地盤の傾斜が 1/2,000 を超える対象施設については、各種試験により設定された改良地盤の物性値等を考慮する。

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。

なお、審査の過程において、申請者は、設計地下水位について、防波壁設置後約4年間の地下水位観測記録等に基づき作成した観測平均地下水位コンター及び防波壁設置後に実施した止水対策箇所近傍の地下水位観測記録の結果から、防波壁の設置及び地盤改良の実施による将来的な地下水位への影響はないと判断し、地下水位観測記録に基づき設計地下水位を設定する方針を示した。

これに対して規制委員会は、地下水位観測記録について、防波壁の設置及び地盤改良の実施並びに既設の地下水位低下設備の稼働状況等が地下水位に与える影響を時系列に整理し分析すること、地下水位低下設備について、その機能に期待する場合は設置許可基準規則に基づく設計上の位置付けを検討すること、それらを踏まえた設計地下水位の設定方針について説明を求めた。

これに対し申請者は、防波壁の設置及び地盤改良の実施並びに既設の地下水位低下設備の稼働状況と降水量との関係を時系列に整理し、敷地内の地下水位に影響を及ぼす要因を検討した結果、防波壁の設置及び地盤改良を実施したことにより、地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあるため、将来的な地下水位を予測することが必要であるとの判断を示した。建物・構築物のうち原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、制御室建物及び排気筒については、構造強度の観点から、新設する地下水位低下設備の機能に期待して揚圧力による影響を低減させる必要があることから、新設する地下水位低下設備を設計基準対象施設として位置付ける方針を示した。屋外重要土木構造物、津波防護施設及び重大事故等対処施設については、新設する地下水位低下設備の機能に期待しない方針を示した。それらを踏まえ、新設する地下水位低下設備の効果の有無を考慮した浸透流解析により施設の設計地下水位を設定する方針を示した。なお、新設する地下水位低下設備は安全施設に該当しないが、原子炉建物等の耐震性に影響が及ぶ可能性があるため、基準地震動に対する機能維持、構成部位に応じて多重化による信頼性の向上を考慮した設計とする方針を示した。

規制委員会は、申請者が、施設、地盤等の構造特性、振動等による施設の応答特性、施設と地盤との相互作用並びに施設及び地盤等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から、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

(2) 静的地震力

解釈別記2は、耐震重要度分類に応じて水平方向及び鉛直方向の静的地震力を算定することを要求している。

申請者は、以下のとおり、静的地震力を算定する方針としている。

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、施設の耐震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。

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及び標準せん断力係数を1.0以上として算定する。

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^からより算定する。

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重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とみなし、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。

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。

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。

規制委員会は、申請者が、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からより静的地震力を算定する方針としていることから、この方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

4. 荷重の組合せと許容限界の設定方針

(1) 建物・構築物

解釈別記2は、設計基準対象施設のうちの建物・構築物についての荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの建物・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する評価において、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有していること。
- ② 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、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（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）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し、当該許容限界を超えないすること。

申請者は、以下のとおり、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。

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、水圧及び通常的气象条件による荷重）、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）、設計基準事故時に生じる荷重（設計基準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、運転時及び設計基準事故時の荷重には、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。

② 許容限界

Sクラスの建物・構築物について、「4.(1)①荷重の組合せ」における荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、構造物全体としての変形(耐震壁のせん断ひずみ等)が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して適切な安全余裕を有することとする。なお、終局耐力は、構造物又は部材・部位に荷重が作用し、その変形が著しく増加して破壊に至る過程での最大の荷重とし、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、「4.(1)①荷重の組合せ」における荷重と弾性設計用若しくは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の組合せに対する評価において、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し、当該許容限界を超えないこととする。

規制委員会は、申請者が、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が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して適切な安全余裕を有する方針としており、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を許容限界とし、当該許容限界を超えないこととする方針としており、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、これらに加え、設計基準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おり、これを確認した。

(2) 機器・配管系

解釈別記2は、設計基準対象施設のうちの機器・配管系について、荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① Sクラスの機器・配管系については、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又は設計基準事故時に生じる荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、その施設に要求される機能を保持すること。組合せ荷重により塑性域に達する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とどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。
- ② 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、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又は設計基準事故時に生じる荷重と、弾性設計用地震動（Bクラスは共振影響検討用の地震動、Cクラスは考慮せず。）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とどまること。
- ③ 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じる荷重については、次の荷重を考慮すること。
 - a. 地震によって引き起こされるおそれのある事象により生じる荷重
 - b. 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、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荷重

申請者は、以下のとおり、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。

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、設計基準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設計基準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。

② 許容限界

Sクラスの機器・配管系について、「4. (2) ①荷重の組合せ」における荷重と基準地震動による地震力との組合せに対する評価において、塑性域に達する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とどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、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、「4. (2) ①荷重の組合せ」における荷重と弾性設計用若しくは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の組合せに対する評価において、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。

規制委員会は、申請者が、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、破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、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とどまるように、適切に設定する方針としていることから、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていること、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。

(3) 津波防護施設、浸水防止設備等

解釈別記2は、津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物並びに浸水防止設備及び津波監視設備についての荷重の組合せと許容限界の考え方に対し、以下を満たすことを要求している。

- ① 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、その施設又は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）を保持すること。
- ② これら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。

申請者は、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。

① 荷重の組合せ

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)及び設計基準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。なお、津波以外の地震力に組み合わせる荷重は、「4. (1) 建物・構築物」又は「4. (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。

② 許容限界

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、構造物全体としての変形が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有するとともに、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。

なお、審査の過程において、申請者は、浸水防止設備の基準地震動に対する許容限界について、浸水防止機能を十分に確保する観点から弾性限界が適用実績であるところ、浸水防止設備のうち機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管系については、Sクラスの機器・配管系のバウンダリ機能の保持に着目し許容応力状態IV_ASの許容限界を適用する方針を示した。

これに対して規制委員会は、浸水防止設備のうち機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管系について、許容応力状態IV_ASの許容限界を適用する場合は、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を考慮する等、Sクラスの機器・配管系のバウンダリ機能の保持に対する信頼性及び耐震性と同等の設計条件を適用することを求めた。

これに対し申請者は、浸水防止設備のうち機器・配管系に属する隔離弁、ポンプ及び配管系について、Sクラスの機器・配管系の許容限界のみを適用するのではなく、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力に対する設計条件等も含めSクラスの機器・配管系の設計方針を適用して、浸水防止機能を保持する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、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から、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

5. 波及的影響に係る設計方針

解釈別記2は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、耐震重要施設の安全機能を損なわないように設計することを要求している。

申請者は、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。

- (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
- (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基に確認し、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。
- (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。
- (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。

(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。

なお、審査の過程において、申請者は、上位クラス施設に波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設について、本発電所の特徴として、取水槽及びタービン建物内において上位クラス施設の原子炉補機海水系配管等と下位クラス施設の循環水系配管等が物理的に分離されず設置されていることを踏まえ、対象施設を抽出するとの方針を示した。

これに対して規制委員会は、取水槽及びタービン建物における上位クラス施設に波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設を抽出するとの方針について、抽出の方法及び根拠を具体例をもって説明すること、また、耐津波設計において新たに設定した津波流入防止対策に係る上位クラス施設に対して、波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設の抽出及び評価の方針についても説明を求めた。

これに対し申請者は、取水槽及びタービン建物における上位クラス施設に波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設について、上位クラス施設の直上に設置されている場合の落下及び上位クラス施設に対し水平方向に十分な離隔距離を有していない場合の転倒を想定し、新たに設定した津波流入防止対策を含む上位クラス施設と下位クラス施設の位置関係を示す図面等から、抽出の方法及び根拠の具体例を示した。その上で、抽出した下位クラス施設については、基準地震動に対する構造健全性を評価し、落下及び転倒しないことを確認する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、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おり、これらの方針が解釈別記2の規定に適合していること及び地震ガイドを踏まえていることを確認した。

- (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。なお、施設の配置、構成等の特徴を考慮することとし、大型の下位クラス施設と耐震重要施設が物理的に分離されず設置される等、耐震重要施設の安全機能への影響の確認において配慮を要する場合は、その特徴に留意して調査・検討する方針としていること。
- (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た上で影響を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影響を考慮すべき施設を抽出する方針としていること。

6. 炉心内の燃料被覆材の設計方針

第4条第5項の規定は、炉心内の燃料被覆材について、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの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要求している。

また、第4条の設置許可基準規則解釈ただし書第1号及び第2号の規定において、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と地震力との組合せが、弾性設計用地震動による地震力等との組合せに対しては炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること、基準地震動による地震力との組合せに対しては塑性ひずみが生じる場合であっても破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないこととしている。

申請者は、炉心内の燃料被覆管の放射性物質の閉じ込め機能について、以下のとおり設計するとしている。

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化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のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆管の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまる設計とする。
- (2) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化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とどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさない設計とする。

規制委員会は、申請者による炉心内の燃料被覆材に係る荷重の組合せと許容限界の設定方針が、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と地震力との組合せが、弾性設計用地震動による地震力等との組合せに対しては炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態にとどまること、基準地震動による地震力との組合せに対しては塑性ひずみが生じる場合であっても破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込め機能に影響を及ぼさないこととしていることを確認した。

7. Bクラスの主蒸気系配管に対する制震装置の設置に関する審査の経緯

審査の過程において、申請者は、基準地震動の増大に伴い、Bクラスの機器・配管系の耐震性を確保するため広範囲の補強が必要となることから、破損しても公衆への放射線影響が十分に小さい機器・配管系について、耐震重要度分類をBクラスからCクラスへ変更する方針を示した。また、被ばく線量評価に当たっては新たに設置する地震大信号による主蒸気隔離弁閉止機能に期待する方針を示した。

これに対して規制委員会は、耐震重要度分類の変更による放射線影響の観点だけではなく、本変更が安全性の向上に寄与するのか説明を求めた。

これに対し申請者は、耐震重要度分類を変更するとしていたBクラスの機器・配管系について、以下の方針を示した。

- (1) 耐震重要度分類の変更を取り止め、タービン系配管等をBクラス設備として耐震補強する。
- (2) 耐震補強により、被ばくリスクは低減し、タービン系配管等が破損していない場合には復水器による冷却機能の使用が容易となるため、地震大信号による主蒸気隔離弁閉止機能の設置を取り止める。
- (3) 耐震補強には、従来型の支持構造物のほか、主蒸気系配管には制震装置として三軸粘性ダンパを用いる。

また、申請者は、三軸粘性ダンパについて、熱膨張の変位を拘束せずに地震荷重を低減する対策として有効であり、海外の原子力発電所での適用実績があることを示した。さらに、三軸粘性ダンパ単体の性能試験結果及び三軸粘性ダンパを設置した配管系の加振試験結果と三軸粘性ダンパをモデル化した解析結果との比較により、解析手法の妥当性を示した。

これに対して規制委員会は、三軸粘性ダンパについて、国内の原子力発電所での適用実績が無いことから、三軸粘性ダンパ取付け部を含めた主蒸気系配管全体の地震時の構造成立性について説明を求めた。

これに対し申請者は、本発電所の主蒸気系配管を対象とした解析を実施し、三軸粘性ダンパ取付け部も含め、地震時の構造成立性が得られる見通しを示した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が、耐震重要度分類を変更するとしていた機器・配管系について、耐震重要度分類を変更することなく適切に耐震性を確保する方針であること、また、機器・配管系に新規に適用する制震装置について、試験、解析により妥当性を確認した適切な設計手法を用いる方針であることを確認した。

Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）

第3条は、設計基準対象施設は、当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならないこと並びに耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないこと及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない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。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 地盤の変位

設置許可基準規則解釈別記1（以下「解釈別記1」という。）は、耐震重要施設を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に設置することを要求している。

申請者は、耐震重要施設を設置する地盤における断層の活動性評価について、敷地における地形調査、地表地質調査、地表からの弾性波探査、ボーリング調査及び試掘坑調査に基づく検討結果から、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) 敷地の地質は、新第三紀中新世の堆積岩類から成る成相寺層及び貫入岩類、並びにそれらを覆う第四紀完新世の被覆層から構成される。成相寺層は海成層で、下位より下部頁岩部層、火砕岩部層及び上部頁岩部層に区分される。
- (2) 敷地に分布する成相寺層の構造は、露頭状況の良好な北部の海岸付近では、おおむね走向 $N60^{\circ} \sim 80^{\circ} W$ 、傾斜 $12^{\circ} \sim 20^{\circ} N$ の同斜構造を示す。敷地の南部には $N85^{\circ} E \sim E-W$ の軸をもつ背斜構造が存在し、背斜軸より南では緩い傾斜を示す。敷地には、地層と斜交し破砕を伴う断層は認められない。なお、背斜軸より北の一部では、過褶曲を示す構造が確認されるが、法面観察の結果、同構造の下位の地層は深部ほど緩やかな傾斜を示し、断層は認められないことから、同構造は断層運動に起因する構造ではない。
- (3) 敷地には、地層と斜交し破砕を伴う断層は認められないが、試掘坑調査及びボーリング調査によって、ある広がりをもって断続的に分布するシームが存在

することが確認されている。これらのシームは、いずれも厚さが薄く、母岩との境界面が明瞭であること、層理と調和的に分布していること等から、褶曲構造の形成に伴って生成されたものと評価した。シームは、地層を切ることなく、地層と同様の走向・傾斜で断続的に分布しているが、粘土を含む平板状の面に沿って変位している可能性があることから、活動性評価の対象とする断層等として抽出した。耐震重要施設設置位置の地盤には、連続性を有するシームとして、B7-1、B8～B12、B12-1、B13、B14、B16 及び B18～B28 の 21 条のシームが認められる。

- (4) これらのシームの活動性評価に当たっては、敷地内では、後期更新世の地形面又は地層が欠如しているため、応力場及びシームの形成に関連したずれの方向に着目した活動性評価と、せん断面と鉱物脈との接触関係に着目した活動性評価を行い、シームの活動性を総合的に検討した。

このうち鉱物脈との接触関係に着目したシームの活動性については、敷地に分布するシームが同様の成因（新第三紀中新世と考えられる南北圧縮応力場における褶曲運動に伴う層面すべり）で形成されたこと、3号炉周辺のボーリング調査において B23 シームが最も連続性が高いシームであること、B23 シームは出現率が高く、敷地において平面的な広がりをもって分布していることを踏まえ、B23 シームを対象に活動性評価を行った。

- (5) 応力場及びシームの形成に関連したずれの方向に着目した活動性評価については、シームの条線観察の結果から、条線がいずれも南北系の方向を示していること、シームの最新活動センスは逆断層センスであることから、シームは島根半島周辺において新第三紀中新世と考えられる南北圧縮応力場における褶曲運動に伴う層面すべりによって形成され、後期更新世以降には活動していないと評価した。

- (6) 鉱物脈との接触関係に着目したシームの活動性については、評価対象とした B23 シームの薄片観察の結果、シームにはせん断面を横断するように濁沸石及び方解石が晶出しており、変位・変形を受けていないことが確認される。このことから、シーム内のせん断面は、濁沸石及び方解石の晶出が終了して以降に活動していないと評価した。

濁沸石の生成温度は、文献によれば 100℃以上とされており、現在の地温と比較して高温であることから、火成活動に伴う熱水変質作用により生成されたと評価した。一方、方解石は、現在の地温においても生成し得ることから、流体包有物試験及び酸素同位体試験を行った結果、その生成温度は約 60℃～約 210℃であり、現在の地温と比較して高温であることから、火成活動に伴う熱水変質作用により生成されたと評価した。濁沸石及び方解石の生成環境の推定のため、敷地周辺の火成活動について検討を行った結果、鹿野・吉田（1985）

によれば、敷地周辺の貫入岩類が母岩に熱変成を与えたとされており、また、鹿野ほか（1994）によれば、その貫入岩類の形成年代は中期中新世～後期中新世であるとされている。敷地内のボーリング調査でも、深部に分布するドレライトの貫入境界面付近において、成相寺層中にざくろ石等の火成活動に伴う熱水変質作用で生成したと評価される鉱物を確認した。これらのことから、シームで確認された濁沸石及び方解石は、中期中新世～後期中新世の火成活動により生成したと評価した。

(7) 上記(5)及び(6)から、敷地に分布するシームは、中期中新世～後期中新世の火成活動の時期以降は活動しておらず、耐震重要施設を設置する地盤に確認されるシームは、「将来活動する可能性のある断層等」に該当しないと評価した。

当初、申請者は、シームの活動性について、条線の方向がいずれも南北系を示していることから、島根半島周辺において新第三紀中新世と考えられる南北圧縮応力場における褶曲運動に伴う層面すべりによって形成されたと考えられ、少なくとも東西圧縮応力場の下にある後期更新世以降に活動したものではないと評価していた。

規制委員会は、審査の過程において、新第三紀中新世の南北圧縮応力場での褶曲運動に伴う層面すべりで形成されたとの解釈のみではなく、シームそのものに関する地質学的証拠をもって、詳細な評価を行うことを求めた。

これに対して、申請者は、鉱物脈との接触関係に着目した評価を実施し、シームにはそのせん断面を横断する鉱物脈（濁沸石及び方解石）が見られることを確認し、当該鉱物脈が中期中新世～後期中新世の火成活動により生成したと考えられることから、中期中新世～後期中新世の火成活動の時期以降は活動していないと評価した。

規制委員会は、耐震重要施設を設置する地盤の変位については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・敷地には、地層と斜交し破碎を伴う断層は認められないものの、活動性を評価する断層として、地層と同様の走向・傾斜で断続的に分布し過去に変位した可能性があるシームを抽出し、その中から、耐震重要施設を設置する地盤に確認されるシーム（21条）を抽出していること。
- ・当該シームの活動性について、上載地層を用いた方法は適用できないものの、全てのシームが同様の成因（新第三紀中新世と考えられる南北圧縮応力場における褶曲運動に伴う層面すべり）により形成されたものと評価し、これら

のうち B23 シームを対象に活動性を評価した結果、シーム内のせん断面により変位・変形を受けていない鉱物脈が中期中新世～後期中新世の火成活動により生成したものであることから、中期中新世～後期中新世以降には活動していないと評価し、当該シームは「将来活動する可能性のある断層等」には該当しないとしていること。

2. 地盤の支持

解釈別記 1 は、設計基準対象施設について、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力（耐震重要施設にあつては、基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設けなければならないこと、さらに、耐震重要施設については、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することを要求している。

申請者は、設計基準対象施設に対する設計方針及び耐震重要施設に対する動的解析の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 設計基準対象施設については、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定した地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (2) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に支持されるよう設計する方針とする。なお、改良地盤（薬液注入工法）については、各種試験により物性値を設定し、必要な支持性能を有することを確認する。
- (3) 耐震重要施設については、当該施設の基礎地盤の岩級、地形、シームの分布、施設総重量等を踏まえ、2号炉原子炉建物、防波壁（多重鋼管杭式擁壁）及び防波壁（逆 T 擁壁）を代表施設に選定し、これらの施設を対象に、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (4) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、2号炉原子炉建物については、基礎地盤の岩級、地形、シームの分布、隣接施設も含めた施設重量等を考慮し、施設を直交する 2 断面を評価対象断面として選定した上で、二次元有限要素法により行った。また、防波壁（多重鋼管杭式擁壁）及び防波壁（逆 T 擁壁）については、防潮堤の方向に直交する複数の評価断面における基礎地盤の岩級、地形、シームの分布、施設総重量、底面幅、埋戻土層等の厚さ、根入れ長さ等を考慮して、それぞれ 1 断面を選定し、二次元有限要素法により行った。

(5) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種試験・調査結果を基に設定した。

解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相反転についても考慮した。また、地下水位については、2号炉原子炉建物、2号炉タービン建物等の地下水位は、「Ⅲ-1. ~~3.2~~ 耐震設計方針」で示す設計水位に基づき、建物基礎上面に設定し、それ以外の施設及び周辺地盤については、地表面に設定した。

(6) 動的解析の結果から得られた基礎底面における最大接地圧及び支持力試験等の結果から得られた評価基準値は以下のとおりであり、いずれの施設も評価基準値を満足することを確認した。

- ・2号炉原子炉建物最大接地圧：2.19N/mm²（評価基準値：9.8N/mm²以上）
- ・防波壁（多重鋼管杭式擁壁）最大接地圧：2.39N/mm²（評価基準値：9.8N/mm²以上）
- ・防波壁（逆T擁壁）：0.38N/mm²（評価基準値：1.4N/mm²）

(7) 動的解析の結果から得られた2号炉原子炉建物、防波壁（多重鋼管杭式擁壁）及び防波壁（逆T擁壁）の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の1.5を上回る。

(8) 動的解析の結果から得られた基準地震動による2号炉原子炉建物及び防波壁（多重鋼管杭式擁壁）の最大傾斜は、評価基準値の目安である1/2,000を下回る。防波壁（逆T擁壁）の最大傾斜は、評価基準値の目安を上回るものの、当該施設に求められる安全機能に影響を及ぼさないように設計する方針としており、当該施設の支持性能が確保されていることを確認した。

規制委員会は、設計基準対象施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・設計基準対象施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置するとしていること。また、耐震重要施設について、直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤又は改良地盤に設置するとしていること。
- ・耐震重要施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、支持力及びすべり安全率に対する評価基準値並びに傾斜に対する評価基準値の目安を満足していること、又は防波壁（逆T擁壁）については、最大傾斜が評価基準値の目安を上回るものの、当該施設に求められる安全機能に影響を及

ばさないように設計する方針としており、当該施設の支持性能が確保されていることを確認していること。

3. 地盤の変形

解釈別記1は、耐震重要施設について、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならないことを要求している。

申請者は、耐震重要施設の支持地盤に係る設計方針及び地殻変動による傾斜に関する評価を以下のとおりとしている。

- (1) 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して岩盤又は改良地盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはない。
- (2) 耐震重要施設の支持地盤の地殻変動による傾斜は、敷地に比較的近い宍道断層（断層上端深さを0kmとした地震動評価モデル）及びF-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層（津波評価モデル）について、広域的な地盤の地殻変動による傾斜をWang et al. (2003)の手法により評価した結果、2号炉原子炉建物、防波壁（多重鋼管杭式擁壁）及び防波壁（逆T擁壁）の最大傾斜は評価基準値の目安である1/2,000を下回る。また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においては、2号炉原子炉建物及び防波壁（多重鋼管杭式擁壁）の最大傾斜は評価基準値の目安である1/2,000を下回る。防波壁（逆T擁壁）の最大傾斜は評価基準値の目安を上回るものの、当該施設の傾斜を考慮しても、当該施設の安全機能に影響を及ぼさないよう設計する方針とする。

規制委員会は、耐震重要施設を設置する地盤の変形については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・耐震重要施設が直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して岩盤又は改良地盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないこと。
- ・申請者が実施した地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足すること、又は防波壁（逆T擁壁）については、最大傾斜が評価基準値の目安を上回るものの、当該施設の傾斜を考慮しても、当該施設

の安全機能に影響を及ぼさないよう設計する方針としていること。

Ⅲ－３ 津波による損傷の防止（第５条関係）

第５条は、設計基準対象施設について、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とす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。

Ⅲ－３．１ 基準津波

- １．地震に伴う津波
- ２．地震以外の要因による津波
- ３．地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ
- ４．基準津波の策定等

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針

- １．防護対象とする施設の選定方針
- ２．基本事項
- ３．津波防護の方針
- ４．施設又は設備の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－３．１ 基準津波

設置許可基準規則解釈別記３（以下「解釈別記３」という。）は、基準津波について、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定することを要求している。また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定することを要求している。

規制委員会は、申請者が実施した津波評価の内容について審査した結果、本申請における基準津波は、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによる津波を複数選定し、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して数値解析を実施し、適切に策定されていることから、解釈別記３の規定に適合していることを

確認した。

1. 地震に伴う津波

解釈別記3は、地震に伴う津波について、プレート間地震、海洋プレート内地震及び海域の活断層による地殻内地震に伴う津波を考慮し、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査並びに敷地周辺に**来襲襲来**した可能性のある津波に係る調査及び津波の伝播経路に係る調査を行うことを要求している。また、基準津波の策定に当たっては、適切な規模の津波波源を考慮するとともに、不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。

さらに、行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には、波源設定の考え方及び解析条件の相違点に着目した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映することを要求している。

申請者は、地震に伴う津波評価について、以下のとおりとしている。

(1) 検討波源の選定

- ① 敷地周辺の既往津波及び痕跡高等についての文献調査の結果、島根半島に比較的大きな影響を与えたと考えられる津波には、1983年日本海中部地震津波及び1993年北海道南西沖地震津波がある。これら文献調査を踏まえ、日本海東縁部に想定される地震による津波については、敷地から遠く離れているが島根半島に影響を与えたと考えられること及び大和堆^{やまとたい}の影響により島根半島に向かう傾向があることから検討波源とした。
- ② 敷地周辺の海域活断層による地震に伴う津波の検討波源としては、後期更新世以降の活動を考慮する断層及び撓曲を対象とし、それらの連動を考慮した上で、阿部(1989)の予測式により敷地における津波の予測高を評価した結果、津波の予測高が最高となるF-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層を選定した。
- ③ プレート間地震及び海洋プレート内地震による津波については、敷地との位置関係を踏まえ、敷地周辺の海域活断層による地震に伴う津波に比べ敷地に及ぼす影響は小さいと考えられることから、検討波源に選定しない。

(2) 津波伝播の数値計算手法

- ① 津波に伴う水位変動の評価地点は、水位上昇側では、施設護岸又は防波壁、1～3号炉の取水槽及び1～3号炉の放水槽とし、水位下降側では、2号炉取水口及び2号炉取水槽とした。
- ② 水位変動の評価は、非線形長波理論に基づき、差分法による平面二次元モデルによる津波シミュレーションプログラムを用いて実施した。また、数値シミュレーションに当たり、潮位条件及び断層活動に伴う地盤変動を考慮して評価した。
- ③ 津波シミュレーションに用いる数値計算モデルについては、対馬海峡付近から間宮海峡^{まみや}付近に至る日本海を計算領域とし、大和堆を含む日本海東縁部に想定される地震による津波の伝播経路の数値シミュレーションの精度を向上させるため、水深と津波波長の関係から計算格子間隔を最大800mとして設定し、最小6.25mまで徐々に細かい格子サイズを設定した。
- ④ 津波シミュレーションの再現性については、相田（1977）による既往津波高と数値シミュレーションにより計算された津波高さとの比から求める幾何平均値K及びばらつきを表す指標 κ を用い、1983年日本海中部地震津波及び1993年北海道南西沖地震津波による検証を行った結果、土木学会（2016）に基づく再現性の目安を満足することを確認した。

（3）地震に伴う津波評価

- ① 敷地周辺の海域活断層（F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層）から想定される地震による津波（以下「F-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層による地震に伴う津波」という。）
 - a. 土木学会（2016）に基づき、すべり量が一様の波源モデル及びパラメータを設定した。断層長さは地質調査に基づき48kmとし、すべり量は武村（1998）から求めた地震モーメントをもとに設定した。
 - b. 土木学会（2016）に基づき、断層の傾斜角及びすべり角の不確かさを考慮した概略パラメータスタディを実施し抽出したケースに対し、さらに、概略パラメータスタディの変動範囲を補間する断層の傾斜角及びすべり角、並びに断層上縁深さの不確かさを考慮した詳細パラメータスタディを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。
 - c. 詳細パラメータスタディで抽出したケースについて、国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）の知見を踏まえた横ずれ断層のすべり角及び断層上縁深さの不確かさを考慮した数値シミュレーションを行い、敷地への影響が大きいケースを抽出した。
- ② 日本海東縁部に想定される地震による津波（土木学会（2016）に基づく

検討)

- a. 土木学会（2016）及び地震調査研究推進本部（2003）を参考に、「北海道北西沖（E0 領域）」、「北海道西方沖～青森県西方沖（E1 領域）」及び「秋田県沖～新潟県北部沖（E2, E3 領域）」の領域の中に、それぞれ波源を設定した。
 - b. 土木学会（2016）に基づき、すべり量が一様の波源モデル及びパラメータを設定した。地震規模は日本海東縁部で発生した既往地震津波のうち最も規模が大きい 1993 年北海道南西沖地震津波を再現するモデルの地震規模を下回らないように Mw7.85 とし、すべり量は武村（1998）から求めた断層長さをもとに設定した。
 - c. 土木学会（2016）等に基づき、波源モデル位置及び傾斜方向の不確かさを考慮した概略パラメータスタディを実施し抽出したケースに対し、さらに、波源モデル位置、傾斜角、断層上縁深さ及び走向の不確かさを考慮した詳細パラメータスタディを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。
 - d. 詳細パラメータスタディで抽出したケースについて、国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）の知見を踏まえ、断層上縁深さを 1km とした数値シミュレーションを行い、敷地への影響が大きいケースを抽出した。
- ③ 日本海東縁部に想定される地震による津波（2 領域連動モデル）
- a. 地震調査研究推進本部（2003）が区分している地震発生領域の各領域を跨いだ地震発生の連動の可能性は低いと考えるが、2011 年東北地方太平洋沖地震では、広い領域で地震が連動して発生したことを踏まえ、地震調査研究推進本部（2003）に示される領域区分のうち、敷地への津波の影響が大きい地震発生領域である「青森県西方沖」及び「佐渡島北方沖」が連動する断層長さ 350km（最大 Mw8.25）の波源を設定した。
 - b. 根本ほか（2009）等の知見に基づきすべり量が不均質な波源モデル及びパラメータを設定した。すべり量は、国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）に基づき最大すべり量を 12m、平均すべり量を 6m とした。
 - c. 大すべり域位置、波源モデル位置及び傾斜の不確かさを考慮した概略パラメータスタディを実施し抽出したケースに対し、さらに、断層上縁深さ及び走向並びに概略パラメータスタディを補完するように設定した大すべり域位置及び波源モデル位置の不確かさを考慮した詳細パラメータスタディを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。

出した。

④ 行政機関による津波評価との比較・分析

地震に伴う津波の検討結果について、安全側の評価を実施する観点から必要な科学的・技術的知見が反映されていることを確認するため、行政機関による津波評価との比較・分析を実施した。

a. 敷地周辺の海域活断層から想定される地震に伴う津波

国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）、島根県（2016）及び鳥取県（2012）に示された波源モデルを考慮し、敷地への影響が相対的に大きいとされているF55断層、F56断層及びF57断層を検討対象波源として、大すべり域の不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施した結果、上記①のF-Ⅲ断層＋F-Ⅳ断層＋F-Ⅴ断層による地震に伴う津波と比較して敷地への影響が小さいことを確認した。

b. 日本海東縁部に想定される地震による津波

ア. 国土交通省・内閣府・文部科学省（2014）に示される波源モデルのうち、島根県に影響が大きいとされるF24断層及びF30断層並びに鳥取県に与える影響が大きいとされるF17断層及びF28断層を検討対象波源とし、大すべり域の不確かさを考慮した数値シミュレーションを実施した結果、上記③の日本海東縁部に想定される地震による津波（2領域連動モデル）と比較して敷地への影響が小さいことを確認した。

イ. 地方自治体が設定した波源モデルについて、断層長さ、Mw等が明確に示されている波源を整理した上で、上記②の日本海東縁部に想定される地震による津波（土木学会（2016）に基づく検討）で設定したMw7.85を上回る規模の波源モデルを検討対象とし、数値シミュレーションを実施した。

鳥取県（2012）が日本海東縁部に想定した地震による津波の波源モデル（以下「日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）」という。）は、断層長さ222.2kmのすべり量が一律の波源モデルである。すべり量は武村（1998）から求めた地震モーメントをもとに16mとしている。このすべり量は、地震調査研究推進本部（2016）及び土木学会（2016）に示される近年の長大断層に対するスケーリング則を用いて算出される最大すべり量を大幅に上回る設定である。また、当該モデルの断層長さは、武村（1998）の基となった内陸地殻内地震のデータの最大長さ85kmを上回る。このため、すべり量等のモデル化の手法は、上記②及び③の波源モデルに採用はしないものの、評価地点である施設護岸

又は防波壁の評価水位が最高となること及び2号炉取水口の評価水位が最低となることから、安全側の評価を実施する観点から敷地への影響が大きい波源モデルとして選定することとした。

⑤ 地震に伴う津波の波源モデルの選定

以上の検討結果から、地震に起因する津波のうち、敷地への影響が大きい波源モデルとして、敷地周辺の海域活断層から想定される地震に伴う津波については、F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震に伴う津波の波源モデルを選定し、日本海東縁部から想定される地震に伴う津波については、日本海東縁部に想定される地震による津波(2領域連動モデル)の波源モデル及び日本海東縁部に想定される地震による津波(鳥取県モデル)の波源モデルを選定した。

当初、申請者は、津波シミュレーションに用いる数値計算モデルの計算格子サイズを最大3,200mとしていた。

規制委員会は、審査の過程において、大和堆の影響等を津波の伝播特性に適切に反映できるように、海底地形等も考慮した計算格子サイズに分割することを求めた。

これに対し、申請者は、計算格子サイズを見直し最大800mと細分化した上で、数値シミュレーションを行った。

また、当初、申請者は、日本海東縁部に想定される地震による津波の検討において、申請者による独自の波源モデルとしては、土木学会(2016)に基づく検討として断層長さ131.1km、Mw7.85とした波源モデルを採用していた。

規制委員会は、審査の過程において、2011年東北地方太平洋沖地震の知見も踏まえ、波源領域の連動の可能性等について検討することを求めた。

これに対し、申請者は、敷地への影響が大きくなる波源領域を評価した上で、地震調査研究推進本部(2003)に示される「青森県西方沖」及び「佐渡島北方沖」の2領域の連動を考慮した波源モデルを設定し、数値シミュレーションを行った。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波の評価については、以下のことから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

- ・文献調査により、波源モデルの設定等に必要な検討波源の選定が適切に行われていること。
- ・大和堆の影響等を津波の伝播特性に適切に反映できるように、計算格子サイズを細分化した数値計算モデルを採用していること。
- ・敷地周辺の海域活断層から想定される地震に伴う津波について、最新の知見を踏まえ、傾斜角、すべり角等、各種の不確かさを考慮して適切に評価して

いること。

- ・日本海東縁部に想定される地震による津波について、最新の知見を踏まえ、不確かさを考慮して津波発生領域の運動を考慮した波源モデルを設定するとともに、波源の位置、走向及び傾斜角等、各種の不確かさを考慮して適切に評価していること。
- ・行政機関により評価された津波のうち、日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデルについては、既往知見と比較して過大なすべり量を設定したモデルであるものの、数値シミュレーションの結果を踏まえ、安全側の評価を実施するとの観点から敷地への影響の大きい波源として選定していること。また、その他の行政機関により評価された津波については、検討波源による津波の影響と同程度以下であることを確認していること。

2. 地震以外の要因による津波

解釈別記3は、地震以外の要因による津波について、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因を考慮し、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査、敷地周辺に**来襲襲来**した可能性のある津波に係る調査及び津波の伝播経路に係る調査を行うことを要求している。また、基準津波の策定に当たっては、適切な規模の津波波源を考慮するとともに、不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方及び解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いることを要求している。

申請者は、地震以外の要因による津波評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査の結果、敷地周辺において、陸域及び海底での地すべり、斜面崩壊並びに火山現象による歴史津波の記録は認められなかった。
- (2) 海底地すべりによる津波については、敷地周辺の海底地すべりについて、徳山ほか(2001)等の文献調査に加え、海底地すべり地形判読及び音波探査記録による検討を実施し、複数の海底地すべり地形を抽出した。地すべりの位置及び崩落方向を考慮して区分した4つのエリアごとに概略体積が最大となる地すべり地形(地すべり①、地すべり②、地すべり③及び地すべり④)を評価対象地すべりとして選定して津波シミュレーションを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。初期水位形状の算出に際して、Grilli and Watts(2005)及びWatts et al.(2005)の予測式に基づく手法及びMaeno and Imamura(2007)による二層流モデルに基づく手法を用いた。

- (3) 陸上地すべりによる津波については、敷地周辺の陸上地すべりについて防災科学技術研究所(2005、2006)を確認した上で、空中写真等により沿岸域の地すべり地形を判読し、地すべり地形を抽出した。抽出した地すべり地形を対象に Huber and Hager(1997)による水位予測式を用いて検討対象の地すべり地形(Ls7及びLs26)を選定した。陸上地すべりによる津波の評価については、地表地質踏査及び地形判読の結果を踏まえ、高速道路調査会(1985)による地すべり土塊の幅と厚さの関係を考慮して、地すべり範囲及び崩壊土砂量を想定して津波シミュレーションを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。初期水位形状の算出に際して、想定した地すべり地形を用いて Fritz et al.(2009)により算出した波源振幅をパラメータとして用いた Watts et al.(2005)による予測式に基づく手法及び二層流モデルに基づく手法を用いた。なお、岩盤崩壊による津波については、Huber and Hager(1997)による水位予測式を用いた敷地における津波高さの比較の結果、陸上地すべりによる津波高さを下回ることから、岩盤崩壊による津波の敷地への影響は小さいと評価した。
- (4) 火山現象に起因する津波については、文献調査の結果、敷地への影響が想定される第四紀火山として、鬱陵島^{うつりょうとう}及び隠岐島^{おきとうご}後が挙げられるが、いずれも山体崩壊を伴うような爆発的噴火の可能性は低いことから、敷地に与える影響が大きい津波は発生することはないと評価した。また、1741年に渡島大島^{おしまおしま}の火山活動に伴う山体崩壊により津波が発生したとされており、文献調査の結果、江の川^{かわ}河口において1~2mを観測したとされている。この津波高さは、日本海東縁部に想定される地震による津波(鳥取県モデル)の数値シミュレーションに基づく津波高を下回ることから、日本海東縁部の断層による地震による津波に比べ敷地に及ぼす影響は小さいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した地震以外の要因による津波の評価については、波源モデルの設定等に必要な調査を実施するとともに、不確かさを考慮して波源の特性や位置等から考えられる適切な規模の津波波源を設定して適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

3. 地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せ

解釈別記3は、津波発生要因に係る敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえ、地震及び地すべり又は斜面崩壊等の組合せについて考慮することを要求している。

申請者は、地震による津波と地震以外の要因による津波の組合せについて、以下のとおり津波シミュレーションを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出

している。

地震に伴う津波及び地震以外の要因による津波の検討結果を踏まえ、波源の位置関係及び敷地への津波の到達時間を考慮し、地震と海底地すべり及び地震と陸上地すべりの組合せとして、「F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震に伴う津波と海底地すべり④に起因する津波」、「F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震に伴う津波と陸上地すべり Ls7 に起因する津波」及び「F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震に伴う津波と陸上地すべり Ls26 に起因する津波」について、地震動の継続時間の中で地すべりの発生時間の不確かさを考慮した結果、組合せを考慮すると評価水位に影響を与える可能性がある「F-Ⅲ断層+F-Ⅳ断層+F-Ⅴ断層による地震に伴う津波と陸上地すべり Ls26 に起因する津波」について、地すべりの発生時間の不確かさを考慮して津波シミュレーションを実施し、敷地への影響が大きいケースを抽出した。

規制委員会は、申請者が実施した地震に伴う津波と地震以外の要因による津波の組合せの評価については、敷地の地学的背景及び津波発生要因の関連性を踏まえて波源を適切に組み合わせ、適切な手法で評価を行っていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

4. 基準津波の策定等

解釈別記3は、基準津波の時刻歴波形について、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、施設から離れた沿岸域における津波を用いることを要求している。また、基準津波による遡上津波は、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていることを要求している。さらに、砂移動の評価に必要な調査を行い、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積に対して取水口及び取水路の通水性が確保できることを要求している。

申請者は、基準津波の策定の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 基準津波は、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、敷地前面の沖合い約2.5kmの水深65m地点で定義した。
- (2) 基準津波の策定に当たっては、敷地前面に設置された防波堤は、地震による損傷が否定できないことから、敷地への影響が大きいと評価された波源モデルに対し、防波堤有り条件と防波堤無し条件で同様のパラメータスタディを行い、以下に示す基準津波1～基準津波6を選定した。

【上昇側の基準津波】

- ・基準津波1：日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の

波源モデル（防波堤有り、防波堤無し）

- ・基準津波 2：日本海東縁部に想定される地震による津波（2 領域連動モデル）の波源モデル（防波堤有り）
- ・基準津波 5：日本海東縁部に想定される地震による津波（2 領域連動モデル）の波源モデル（防波堤無し）

【下降側の基準津波】

- ・基準津波 1：日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデル（防波堤有り、防波堤無し）
 - ・基準津波 3：日本海東縁部に想定される地震による津波（2 領域連動モデル）の波源モデル（防波堤有り）
 - ・基準津波 4：F－Ⅲ断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層による地震に伴う津波の波源モデル（防波堤有り、防波堤無し）
 - ・基準津波 6：日本海東縁部に想定される地震による津波（2 領域連動モデル）の波源モデル（防波堤無し）
- (3) 基準津波定義位置における基準津波 1 の最大水位上昇量は+2.44m、最大水位下降量は-1.96m、基準津波 2 の最大水位上昇量は+1.21m、最大水位下降量は-1.12m、基準津波 3 の最大水位上昇量は+1.27m、最大水位下降量は-1.07m、基準津波 4 の最大水位上昇量は+0.77m、最大水位下降量は-1.05m、基準津波 5 の最大水位上昇量は+1.25m、最大水位下降量は-1.35m、基準津波 6 の最大水位上昇量は+1.57m、最大水位下降量は-1.35m である。
- (4) 文献調査等で確認された津波痕跡高等について、水位上昇側で選定された基準津波 1 及び基準津波 2 並びに基準津波 2 を選定する際に考慮した大すべり域の位置、断層傾斜角等を変化させたケースの波源による水位との比較を行った結果から、基準津波が、山陰地方における痕跡高及び津波堆積物の分布標高から推定される津波高及び浸水域を上回っていると評価した。
- (5) 津波に伴う砂移動の数値計算では、敷地前面海域における底質調査結果から砂の粒径、密度等を設定し、藤井ほか（1998）及び高橋ほか（1999）の方法を用いて砂の堆積厚を評価し、原子炉補機冷却系の取水に支障が生じないことを確認した。

当初、申請者は、敷地前面の港湾部に設置された防波堤については、防波堤が損傷する条件での評価を行っていなかった。

規制委員会は、申請設備ではない防波堤は、地震により損傷する可能性があることを指摘し、防波堤の有無が基準津波の策定に与える影響を確認することを求めた。

これに対し、申請者は、防波堤を考慮した評価結果に加え、敷地への影響が大

きい波源について、防波堤が損傷した条件でも評価を行い、基準津波を策定した。

規制委員会は、本申請による基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、適切な位置で適切に時刻歴波形として策定されていること、基準津波による津波高さは、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること、また、基準津波による水位変動に伴う砂移動の評価が適切に行われていることから、解釈別記3の規定に適合していることを確認した。

なお、申請者は、基準津波定義位置における基準津波の年超過確率は水位上昇側及び水位下降側ともに 10^{-3} ～ 10^{-5} 程度としている。

Ⅲ－３．２ 耐津波設計方針

1. 防護対象とする施設の選定方針

解釈別記3は、設計基準対象施設に対して基準津波によって安全機能が損なわれるおそれがないことを要求している。また、津波ガイドでは、重要な安全機能を有する施設は、基準津波に対して、その安全機能を損なわない設計であることを基本方針として示している。

申請者は、設計基準対象施設のうち、耐震重要度分類におけるSクラスの施設を防護対象とする施設として選定する方針としている。これに加えて、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）に示された、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、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス3に属する構築物、系統及び機器についても防護対象とする施設として選定する方針としている。また、上記以外のクラス3に属する構築物、系統及び機器は代替設備によって必要な機能を確保する等の対応を行うよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者が、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クラスの施設及び重要な安全機能を有する施設を選定することに加え、安全評価上その機能を期待する施設にも着目して選定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

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

津波ガイドでは、耐津波設計の前提条件に関する基本事項として、敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等について、以下の事項についてそれぞれを網羅的に示すこととしている。これらの事項は、遡上域及び浸水域の評価並びに漂流物の評価において必要な情報である。

- ① 敷地及び敷地周辺における地形、標高並びに及び河川の存在
- ② 敷地における施設の位置、形状等
- ③ 敷地周辺における人工構造物等の位置、形状等

申請者は、敷地及び敷地周辺の地形、施設の配置等について、図面等を用いて以下のように示している。

- ① 敷地は、島根県松江市鹿島町の島根半島中央部に位置し、東側、西側及び南側の周囲三方が標高 150m 程度の高さの山に囲まれ、北側が日本海に面している。敷地に最も近い河川として、南方約 2km のところに人工河川の佐陀川がある。
- ② 施設、設備が設置される敷地の高さは、主に EL. +8.5m、EL. +15.0m、EL. +44.0m 及び EL. +50.0m に分かれている。
- ③ 防護対象とする施設を内包する建物及び区画として、原子炉建物、廃棄物処理建物及び制御室建物を EL. +15.0m の敷地に、タービン建物を EL. +8.5m の敷地に設置する。屋外設備として、B-非常用ディーゼル発電機(燃料移送系)を EL. +15.0m の敷地に、A-非常用ディーゼル発電機(燃料移送系)、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(燃料移送系)及び排気筒を EL. +8.5m の敷地に、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ(以下「非常用海水ポンプ」という。)を EL. +1.1m の取水槽床面に設置する。
- ④ 津波防護施設として日本海及び輪谷湾に面した敷地前面に EL. +15.0m を天端とする防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。また、1号炉取水槽に流路縮小工(※⁴)を設置する。
- ⑤ 津波監視設備として2号炉排気筒の EL. +64.0m 及び3号炉北側防波壁(東側・西側)の EL. +15.0m の位置に津波監視カメラを、取水槽の EL. -9.3m の位置に取水槽水位計を設置する。
- ⑥ 敷地内の防波壁外側の遡上域の建物・構築物等として、EL. +6.0m の敷地には荷揚場詰所、キャスク取扱格納庫、デリッククレーン等がある。
- ⑦ 敷地内の港湾施設として荷揚場、防波堤がある。

(※⁴) 1号炉取水槽に接続する取水管端部に鋼製の縮小板を設置し、管路内の断面積を縮小して、津波の敷地への流入を防止する施設

- ⑧ 敷地外の港湾施設として西方に片^{かたく}句漁港及び手^{たゆ}結漁港、南西に恵^{えとも}曇漁港、東方に御^{みつ}津漁港及び大^{おわし}芦漁港があり、各漁港には防波堤がある。
- ⑨ 敷地外の海上設置物として周辺の漁港に漁船及びその他船舶が約 230 隻あり、周辺海域に定置網がある。
- ⑩ 敷地周辺には民家、工場等がある。
- ⑪ 海上交通として本発電所沖合約 6km に航路がある。

規制委員会は、申請者が、耐津波設計の前提条件における必要な事項として、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おり、これらの事項が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(2) 基準津波による敷地周辺の遡上域及び浸水域

解釈別記 3 は、遡上域及び浸水域の評価に当たって、敷地及び敷地周辺の地形及びその標高、河川等の存在、沿岸域の海底地形、津波の**浸入角度侵入角度**及び伝播経路上の人工構造物等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を要求している。また、地震時の変状（地盤の液状化）又は津波**来襲襲来**時の洗掘と堆積を起因とする地形及び河川流路の変化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を要求している。

申請者は、以下のとおり遡上解析を実施するとしている。

① モデル

- a. 敷地及び敷地周辺の地形とその標高について、解析上影響を及ぼす斜面、道路等を考慮してモデル化する。
- b. 津波の伝播経路上の人工構造物について、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してモデル化する。
- c. 敷地沿岸域及び海域については、一般財団法人日本水路協会及び深淺測量等による地形データを使用する。また、陸域については国土地理院等による地形データを使用し、取水路及び放水路等の諸元、敷地標高については本発電所の竣工図等を使用する。

② 考慮事項

- a. 敷地前面、側面及びその周辺における津波の流向、流速及びそれらの経時変化を考慮する。
- 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

みについて、敷地周辺の遡上域における津波の流向及び流速に留意した上で考慮する。

- c. 地震による液状化、流動化、すべり及び標高変化を考慮する。
- d. 防波壁の両端部が敷地の周辺斜面に擦り付き、周辺斜面を構成する地山が遡上波の敷地への到達に対して障壁となっていることを考慮する。
- e. 敷地の南方約 2km に位置する佐陀川は、敷地と標高 150m 程度の山地を隔てた位置にあることから、この河川からの敷地への回り込みを考慮しない。
- f. 揺すり込み及び液状化に伴う埋戻土・砂礫層の変形及び沈下、本発電所港内の防波堤の損傷について検討し、検討結果に基づく解析条件を考慮する。なお、敷地沿岸部の地滑り地形の斜面崩壊は、影響評価を行った結果、敷地への遡上経路に及ぼす影響がないことから、解析条件として考慮しない。
- g. 遡上の可能性を検討するに当たって、初期潮位は、海水面の基準レベル (EL. ±0.0m) とし、朔望平均潮位及び潮位のばらつきについては遡上解析から算定した津波水位に加えることで考慮する (※⁵)。

規制委員会は、申請者が、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及び地震による影響を適切に考慮した上で敷地への遡上の可能性を検討することとしており、これらの方針が解釈別記 3 の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(3) 入力津波の設定

解釈別記 3 は、基準津波の波源からの数値解析に基づき、各施設、設備等の設置位置において算定される水位変動の時刻歴波形を入力津波として設定することを要求している。また、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振動の励起を適切に評価し考慮することを要求している。

申請者は、基準津波の波源からの津波伝播等の数値解析に基づき、各施設、設備等の設置位置において、海水面の基準レベルからの水位変動量を算定し、時刻歴波形として入力津波を設定するとしている。津波による本発電所港湾内の局所的な海面振動については、湾口、湾中央、湾奥西、湾奥東及び 2 号炉取水口における最高水位分布や時刻歴水位を比較し、励起していることが否定で

(※⁵) 朔望平均潮位及び潮位のばらつきを含む遡上解析の条件の妥当性については、「2. (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)」で確認

きないため、港湾内の入力津波高さについては、局所的な海面振動の励起を考慮して、**安全側の保守的な**評価となるよう湾内の最大水位を基に一律に設定するとしている。

さらに、津波防護施設の設計に用いる入力津波の設定については、敷地及びその周辺の遡上域、津波の伝播経路の不確かさ並びに施設の広がり を考慮するとしている。また、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、衝撃力等に対して、**安全側の保守的な**設計又は評価となるよう考慮して入力津波高さや速度を設定するとしている。

規制委員会は、申請者が、入力津波の設定について、基準津波の波源からの数値解析に基づき、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、本発電所港湾内の湾口、湾中央、湾奥西、湾奥東及び2号炉取水口における局所的な海面振動の励起を評価し、その結果を考慮することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。これに加えて、津波防護施設及び浸水防止設備の設計に用いる入力津波の設定について、敷地及びその周辺の遡上域、津波の伝播経路の不確かさ並びに施設の広がり を考慮することを確認した。

(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）

解釈別記3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当たって、潮汐に加え高潮等の要因による水位変動も考慮して**安全側の保守的な**評価を実施することを要求している。また、地震に伴う広域的な地殻変動による敷地の隆起又は沈降を考慮して**安全側の保守的な**評価を実施することを要求している。

申請者は、津波防護施設、浸水防止設備の設計及び原子炉補機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。

① 潮汐による水位変動

「発電所構内（輪谷湾）」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、「発電所構内（輪谷湾）」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。

② 高潮による水位変動

潮汐以外の要因による潮位変動については、影響の大きなものとして高潮を抽出する。「発電所構内（輪谷湾）」における過去 15 年の潮位観測記録に基づき高潮の発生状況の調査及び高潮のハザードの評価を行い、基準津波の超過確率を踏まえ、再現期間 100 年の高潮を算定し、これと基準津波との重畳を考慮する。

③ 地殻変動による隆起又は沈降の影響

地震に伴う地殻変動による敷地の隆起又は沈降は、地殻変動解析に基づき設定する。基準津波の波源である海域活断層から想定される地震による地殻変動に伴い敷地全体が 0.34m 隆起すると評価されたことから、下降側（引き波）の水位変動に対して隆起を考慮し、上昇側（寄せ波）の水位変動に対しては隆起を考慮しないものとする。なお、宍道断層を震源とする地震による地殻変動量は 0.02m 以下の沈降で敷地への影響が十分小さいこと、日本海東縁部に想定される地震による地殻変動量は震源が敷地から十分離れていることから考慮しない。また、広域的な余効変動については、基準地震動を評価する震源において近年大きな地震が発生していないことから、生じていないものとして考慮しない。

規制委員会は、申請者が、水位変動及び地殻変動について、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するとともに、潮汐以外の要因の中で最も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「安全側の保守的に」評価すること、また、地震に伴う地殻変動による隆起を下降側の水位変動に対して考慮し、上昇側の水位変動に対して考慮しない「安全側の保守的な」評価をすることとしており、これらの方針が解釈別記 3 の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

3. 津波防護の方針

(1) 津波防護の基本方針

津波ガイドでは、津波防護の基本方針が敷地の特性に応じたものであること、また、津波防護の概要を敷地及び敷地周辺全体図、施設配置図等に明示することを示している。

申請者は、敷地の地形並びに人工構造物等の位置及び形状等に基づく津波の遡上解析、管路の水理解析（※⁶）（以下「管路解析」という。）等の結果を踏ま

（※⁶）取水路及び放水路の水路形状、材質及び水路表面の状況を考慮したモデル化を行い実施する管路の水理解析

えて、津波防護の対象となる敷地の範囲を特定した上で、津波防護の概要を以下のように示している。

- ① 防護対象とする施設を内包する建物及び区画が設置された敷地に基準津波による遡上波を到達又は流入させないように津波防護施設を設置する。また、取水路、放水路等の地下部を介して、防護対象とする施設を内包する建物及び区画に津波を流入させないように津波防護施設及び浸水防止設備を設置する。
- 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上、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。
- ③ 建物内の海水を内包する耐震性の低い配管等が地震により破断することを想定し、そこからの津波の流入に対して防護対象とする施設の安全機能が損なわれない設計とする。
- ④ 津波の引き波時の水位低下により非常用海水系の取水性が損なわれない設計とする。
- ⑤ 津波の**来襲襲来**等を監視できるよう津波監視設備を設置する。

以上の津波防護の概要に沿って、防護対象とする施設を内包する建物及び区画、津波防護のために設置する施設等（津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備）の位置を敷地全体図に示している。

規制委員会は、申請者の津波防護の基本方針が、敷地の特性に応じた方針であること及び申請者が、当該方針に基づく津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の配置を図面により示していることから、この方針が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（２）敷地への**流入浸水**防止（外郭防護１）

① 遡上波の到達、施設等への流入防止

解釈別記３は、重要な安全機能を有する施設を内包する建屋及び重要な安全機能を有する屋外の施設を、基準津波による遡上波の到達しない十分高い場所に設置することを要求している。また、到達する高さにある場合には、津波防護施設及び浸水防止設備を設置することを要求している。

申請者は、遡上波の到達、流入を防止するため、以下の方針を示している。

- a. 基準津波による遡上解析について、地震による地盤沈下量、水位変動等を初期条件として考慮して実施した。その結果、入力津波高さは、日本海東縁部に想定される地震による津波で EL. +11.9m（敷地高さ EL.

+8.5m に対する浸水深は 4m 程度)、海域活断層から想定される地震による津波で EL. +4.2m (敷地高さ EL. +8.5m に遡上しない) と設定する。(※⁷)。

- b. 防護対象とする施設を内包する建物が設置されている敷地は、入力津波高さ EL. +11.9m に対してその敷地高さが EL. +8.5m であり、津波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地前面に EL. +15m を天端とする防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。
- c. 津波が遡上する防波壁外側の EL. +8.5m 及び EL. +6.0m の敷地に、防護対象とする施設を内包する建物及び区画はない。
- d. 屋外設備が設置されている敷地高さは、A-非常用ディーゼル発電機(燃料移送系)を設置するエリア、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(燃料移送系)を設置するエリア、排気筒を設置するエリア及び屋外配管ダクト(タービン建物～排気筒、タービン建物～放水槽)が EL. +8.5m、非常用海水ポンプが EL. +1.1m であり、津波による遡上波が到達する高さにあることから、津波防護施設として敷地に EL. +15m を天端とする防波壁及び防波壁通路防波扉を設置する。
- e. 遡上波の地上部からの到達及び流入の防止として、防波壁両端部の既存の地山斜面を活用する。既存の地山斜面については防波壁の高さである EL. +15m 以上の安定した岩盤であり、耐震重要施設及び重大事故等対処施設の周辺斜面の評価と同等の信頼性を有する評価等に基づき地震時及び津波時の健全性を確認する。

なお、審査の過程において、申請者は、防波壁の東端部及び西端部について、接続する地山の高さが入力津波高さを上回ること、また、地山が頑健な C_M～C_L級の岩盤で構成され基準地震動により斜面崩壊しないことから、防波壁端部からの津波の流入はないとしていた。

これに対して規制委員会は、防波壁を接続する地山自体が津波の敷地への地上部からの到達に対する障壁として活用されており、地山が斜面崩壊した場合に、地山高さが入力津波高さを下回り、津波が流入する可能性があることから、当該地山に関する耐震設計及び耐津波設計の基本方針を示し、基準地震動及び入力津波に対する健全性を確認するよう求めた。

(※⁷) 入力津波高さのうち、EL. +11.9m 及び EL. +4.2m の数値は、基準津波定義位置(沖合約 2.5km、水深 65m)における時刻歴波形に基づき、海底地形、防波堤の影響、潮位のばらつき等の条件を考慮した遡上解析の結果である。なお、この遡上解析における各条件の妥当性は、「2. 基本事項」の(1)～(4)で確認。また、海域活断層から想定される地震による津波の入力津波高さである EL. +4.2m については、津波防護施設及び浸水防止設備の設計条件等として考慮する。

これに対し申請者は、津波に対する障壁として活用する地山について、基準地震動による地震力に対し耐震重要施設及び重大事故等対処施設の周辺斜面の評価と同等の信頼性を有するすべり安定性評価に基づき健全性を確認し、また、入力津波に対し波力による浸食侵食及び洗掘に対する抵抗性並びに波力によるすべり及び転倒に対する安定性の評価に基づき健全性を確認した。また、防波壁西端部の地山斜面について、過去の表層すべりの可能性が完全に否定できない礫質土及び粘性土を撤去する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、遡上波の到達、流入の防止の要求に対して、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、防護対象とする施設を内包する建屋及び区画が設置された敷地に遡上波が到達しないよう津波防護施設を設置することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。また、津波防護施設の両端部の地山斜面を遡上波の敷地への到達に対する障壁として活用し、耐震重要施設及び重大事故等対処施設の周辺斜面の評価と同等の信頼性を有する評価等に基づき地震時及び津波時の健全性を確認するとしており、この方針が津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 取水路、放水路等の経路からの津波の流入防止

解釈別記3は、取水路、放水路等の経路から防護対象とする施設を内包する建屋及び区画への津波の流入の可能性について検討した上で、流入経路を特定し、それらに対して対策を施すことにより、津波の流入を防止することを要求している。

申請者は、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。

a. 流入経路の特定

海域とつながる取水路、放水路等の開口部の設置位置において、入力津波高さと開口部の高さとを比較することにより、津波が防護対象とする施設を内包する建物及び区画へ流入する可能性を検討する。流入経路として、以下を特定した。

ア. 2号炉取水路から海水ポンプ等を設置するエリアへの津波の流

入については、管路解析に基づく評価を行い、2号炉取水槽の入力津波高さ EL. +10.6m に対し、2号炉取水槽除じん機エリアの天端開口部が EL. +8.8m、2号炉取水槽海水ポンプエリア及び2号炉取水槽循環水ポンプエリアの床面開口部が EL. +1.1m、2号炉取水槽C/Cケーブルダクトの貫通部が EL. +6.2m～+6.5m、2号炉取水槽除じん機エリア貫通部が EL. +6.3m～+7.3m に位置することから、流入経路として2号炉取水槽除じん機エリア天端開口部、2号炉取水槽海水ポンプエリアの床面開口部、2号炉取水槽循環水ポンプエリアの床面開口部、2号炉取水槽C/Cケーブルダクト貫通部及び2号炉取水槽除じん機エリア貫通部を特定した。

イ. 1号炉取水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析に基づく評価を行い、1号炉取水槽の入力津波高さ EL. +9.2m に対し、1号炉取水槽の天端開口部が EL. +8.8m に位置することから、流入経路として1号炉取水槽天端開口部を特定した。

ウ. 2号炉放水路から敷地地上部への津波の流入については、管路解析に基づき評価を行い、2号炉放水槽の入力津波高さ EL. +7.9m に対し、2号炉屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）が EL. +2.0m に位置することから、流入経路として2号炉屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）の貫通部を特定した。

エ. 屋外排水路から敷地地上部への津波の流入については、遡上解析に基づき評価を行い、敷地前面の屋外排水路の入力津波高さ EL. +11.9m に対し、屋外排水路が EL. +2.7m～+7.3m に位置することから、流入経路として屋外排水路を特定した。

なお、1号炉放水連絡通路については、コンクリート及び埋戻土による閉塞工事を実施するため津波の流入経路とはならない。

b. 津波の流入防止対策

特定した経路から津波が流入することを防止するため、以下の対策を講じる。

ア. 2号炉取水路からの津波の流入に対し、浸水防止設備として、2号炉取水槽除じん機エリアの天端開口部に防水壁及び水密扉並びに2号炉取水槽海水ポンプエリア及び2号炉取水槽循環水ポンプエリアの床面開口部に床ドレン逆止弁を設置する。また、2号炉取水槽C/Cケーブルダクトと2号炉取水槽除じん機エリアとの境界における貫通部及び2号炉取水槽除じん機エリアと2号炉取水槽海水ポンプエリアとの境界における貫通部に止水処置を実施

する。

イ. 1号炉取水路から敷地地上部への津波の流入に対し、津波防護施設として、1号炉取水槽の天端開口部から津波が流入しないように、1号炉取水槽の取水管端部に1号炉取水槽流路縮小工を設置する。

ウ. 2号炉放水路から敷地地上部への津波の流入に対し、浸水防止設備として、2号炉放水槽と2号炉屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）との境界の貫通部に止水処置を実施する。

エ. 屋外排水路からの津波の流入に対し、浸水防止設備として集水枡に屋外排水路逆止弁を設置する。

規制委員会は、申請者が、取水路、放水路等の開口部から防護対象とする施設を内包する建屋及び区画へ津波が流入する可能性を検討し、津波防護施設及び浸水防止設備を設置することにより津波の流入を防止することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

（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）

① 浸水対策

解釈別記3は、設置される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、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。）するとともに、当該想定される浸水範囲（以下「浸水想定範囲」という。）の境界において浸水想定範囲外に流出する可能性のある漏水箇所から浸水想定範囲内の経路を特定し、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を要求している。

申請者は、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。

a. 浸水想定範囲

設置される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、津波が取水路を通じて取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアの床面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、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定する。

b. 浸水対策

漏水の可能性のある経路として、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアの床面に開口部が存在するため、これらに床ドレン逆止弁を設置する。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する施設への漏水による影響を防止するため、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを浸水想定範囲として設定した上で、浸水防止設備を設置し浸水範囲を限定することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 重要な安全機能を有する施設への影響評価

解釈別記3は、浸水想定範囲の周辺に重要な安全機能を有する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて同区画内の浸水量評価を実施して、重要な安全機能を有する設備への影響がないことを確認することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲である取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに津波防護対象設備である非常用海水ポンプ及び非常用海水系の配管を設置しているため、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを防水区画化している。また、取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに設置する床ドレン逆止弁について、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、取水槽海水ポンプエリアの非常用海水ポンプへの影響がないことを確認している。なお、取水槽循環水ポンプエリア及び取水槽海水ポンプエリアの非常用海水系の配管については、取水槽循環水ポンプエリアの循環水系配管の破断による浸水量に対して機能保持できることを確認することにより、漏水による浸水量に対しても影響がないことを確認している。

規制委員会は、申請者が、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取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアを防水区画化した上で、区画内の浸水量評価によって非常用海水ポンプへの影響がないことを確認していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。また、非常用海水系の配管は、循環水系配管の破断を想定した

浸水量評価によって影響がないことを確認するとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

③ 排水設備設置の検討

解釈別記3は、長期間の浸水が想定される浸水想定範囲には、排水設備を設置することを要求している。

申請者は、浸水想定範囲における上記②の浸水量評価に基づき、長期間の浸水が想定される場合は取水槽海水ポンプエリアに排水設備を設置する方針としている。

規制委員会は、申請者が、上記②の浸水量評価に基づき、長期間の浸水の有無に応じて排水設備を設置する方針としており、この方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(4) 重要な安全機能を有する施設の隔離（内郭防護）

解釈別記3は、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画について、浸水防護重点化範囲として明確化することを要求している。また、**地震による溢水に加えて**津波の流入による浸水範囲及び浸水量（※⁸）を**安全側保守的**に想定した上で、耐震性の低い配管等の破断箇所から浸水防護重点化範囲への流入経路を特定し、それらに対して流入防止の対策を施すことにより、防護対象とする施設が津波による影響を受けない設計とすることを要求している。

申請者は、防護対象とする施設を内包する建物及び区画について、浸水防護重点化範囲として設定した上で、以下のとおり津波の流入防止対策を施す方針としている。

① 浸水防護重点化範囲の設定

津波に対する浸水防護重点化範囲として、i) 原子炉建物、ii) タービン建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、iii) 廃棄物処理建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、iv) 制御室建物（耐震Sクラスの設備を設置するエリア）、v) 取水槽海水ポンプエリア、vi) 取水槽循環水ポンプエリア、vii) 屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子

(※⁸) 屋内の海水を内包する耐震性の低い配管等が地震により破断することによって、当該箇所から内部保有水及び津波による海水等が溢水し、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画に流入することを考慮した浸水範囲及び浸水量

炉建物、タービン建物～排気筒及びタービン建物～放水槽)、viii) A-非常用ディーゼル発電機(燃料移送系)を設置するエリア、ix) B-非常用ディーゼル発電機(燃料移送系)を設置するエリア、x) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機(燃料移送系)を設置するエリア及びxi) 排気筒を設置するエリアを設定する。

② 浸水防護重点化範囲への流入量評価

浸水防護重点化範囲への津波の流入については、屋内配管の損傷による溢水及び浸水量並びに屋外機器・配管や屋外タンクの損傷による溢水及び浸水量を以下のとおり検討し、浸水防護重点化範囲への流入経路を特定する。

a. 屋内配管の損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量

ア. タービン建物内の復水器を設置するエリアに敷設された耐震性の低い配管等の破断箇所から流入した津波により、復水器を設置するエリアに隣接する浸水防護重点化範囲(原子炉建物、タービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア及び取水槽循環水ポンプエリア)が受ける影響を評価する。また、タービン建物内の浸水防護重点化範囲(耐震Sクラスの設備を設置するエリア)に敷設された耐震性の低い配管の破断箇所から流入した津波により、浸水防護重点化範囲(タービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア、原子炉建物及び取水槽循環水ポンプエリア)が受ける影響を評価する。

イ. 地震に起因する、タービン建物内の復水器エリアにおける循環水系配管の伸縮継ぎ手及び耐震性の低い配管の破断を想定し、当該箇所から循環水ポンプの停止並びに循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる溢水量及び保有水による溢水量の合計からタービン建物内の浸水量を算定する。なお、循環水ポンプの停止並びに循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる浸水量については、インターロック(原子炉をスクラムさせる地震大信号及びタービン建物内又は取水槽循環水ポンプエリア内の漏えい検知信号で作動)による循環水ポンプの停止並びに循環水ポンプ出口弁及び復水器水室出入口弁の閉止までに生ずる溢水量を算出する。また、地震に起因する、タービン建物内の浸水防護重点化範囲(耐震Sクラスの設備を設置す

るエリア)における耐震性の低い配管の破断を想定した浸水量については、別途溢水に対する評価において算定する。

- ウ. タービン建物内の復水器を設置するエリアの循環水系配管の破断による津波の流入については、津波が**来襲**する前に復水器水室出口弁及び循環水ポンプ出口弁を閉止するインターロック(原子炉をスクラムさせる地震大信号及びタービン建物内又は取水槽循環水ポンプエリア内の漏えい検知信号で作動)を設け、津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。また、タービン建物内の浸水防護重点化範囲(耐震Sクラスの設備を設置するエリア)の耐震性の低い配管のうち、タービン補機海水系配管の破断による津波の流入については、津波が**来襲**する前にタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止するインターロック(原子炉をスクラムさせる地震大信号及びタービン建物内又は取水槽循環水ポンプエリア内の漏えい検知信号で作動)を設けて津波の流入を防止すること、タービン補機海水系配管(放水配管)及び液体廃棄物処理系配管の破断による津波の流入については、隔離弁(逆止弁)を設けて津波の流入を防止することから、流入量は考慮しない。
- エ. 地震に起因する地下水の流入については、地震により地下水位低下設備の揚水ポンプが停止することを想定し、建物周囲の水位が建物周辺の地下水位まで上昇するとして浸水量を評価する。

b. 屋外機器・配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲の溢水及び浸水量

- ア. 浸水防護重点化範囲(取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア)に敷設された耐震性の低い機器・配管の破断箇所から流入した津波により、浸水防護重点化範囲(取水槽海水ポンプエリア、取水槽循環水ポンプエリア及びタービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア)が受ける影響を評価する。また、放水槽に流入した津波により、放水槽に隣接する浸水防護重点化範囲(屋外配管ダクト(タービン建物～放水槽))が受ける影響を評価する。
- イ. 浸水防護重点化範囲(取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環

水ポンプエリア)に敷設された耐震性の低い機器・配管のうち、循環水系機器・配管(配管伸縮継手部含む)及び除じん系機器・配管は基準地震動に対してバウンダリ機能を保持する設計とし、タービン補機海水系機器・配管はタービン補機海水ポンプ出口弁を閉止するインターロック(原子炉をスクラムさせる地震大信号及びタービン建物内又は取水槽循環水ポンプエリア内の漏えい検知信号で作動)を設けて津波の流入を防止する設計とするとともにタービン補機海水ポンプ出口弁より海域側の配管を基準地震動に対してバウンダリ機能を保持する設計とすることから、津波の流入量は考慮しない。

ウ. 屋外配管ダクト(タービン建物～放水槽)内に敷設された耐震性の低い機器・配管のうち、タービン補機海水系配管(放水配管)及び液体廃棄物処理系配管は隔離弁(逆止弁)を設けて津波の流入を防止する設計とするとともに隔離弁より海域側の配管を基準地震動に対してバウンダリ機能を保持する設計とし、原子炉補機海水系配管(放水配管)は基準地震動に対してバウンダリ機能を保持する設計とすることから、津波の流入量は考慮しない。

エ. 屋外タンクの損傷による溢水について、別途溢水に対する評価を実施する。

③ 浸水防護重点化範囲への流入防止対策

a. 屋内配管の損傷による浸水防護重点化範囲への流入防止対策

浸水防護重点化範囲への流入防止対策については、特定したタービン建物内の復水器を設置するエリアからの経路に対して、浸水防護重点化範囲(原子炉建物、タービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア及び取水槽循環水ポンプエリア)との境界に復水器エリア防水壁、復水器エリア水密扉及びタービン建物床ドレン逆止弁の設置並びに配管等の貫通部への止水処置を実施する。また、浸水防護重点化範囲(タービン建物の耐震Sクラスの設備を設置するエリア)に敷設された耐震性の低い配管から流入する経路に対して、隣接する浸水防護重点化範囲(原子炉建物)との境界における配管等の貫通部への止水処置等を実施し、原子炉補機海水系配管(放水配管)及び高圧炉心スプレイ補機海水系配管(放水配管)の全長に基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とするとともに、後述する屋外の隔離弁等の対策により津波の流入を防止する。なお、浸水防護重点化範囲(廃棄物処理建物及び制御室建物の耐震Sクラスの設備を設置するエ

リア) は、浸水高さより高い位置に設置され、溢水に対して影響を受けないことを確認する。

b. 屋外機器・配管や屋外タンクの損傷による浸水防護重点化範囲への流入防止対策

浸水防護重点化範囲への流入防止対策については、特定した浸水防護重点化範囲（取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリア）に敷設された耐震性の低い機器・配管から流入する経路に対して、循環水系ポンプ・配管（伸縮継手部含む）は取水槽循環水ポンプエリアの全長について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とし、タービン補機海水系ポンプ・配管は取水槽海水ポンプエリア及び取水槽循環水ポンプエリアに隔離弁（電動弁）を設置するとともに隔離弁より海域側について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とし、除じんポンプ・配管は取水槽海水ポンプエリアの全長について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とする。また、特定した放水槽の耐震性の低い配管から隣接する浸水防護重点化範囲（屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽））へ流入する経路に対して、タービン補機海水系配管（放水配管）及び液体廃棄物処理系配管は屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）に隔離弁（逆止弁）を設置するとともに隔離弁より海域側について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とし、原子炉補機海水系配管（放水配管）は屋外配管ダクト（タービン建物～放水槽）の全長について基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させる設計とする。なお、浸水防護重点化範囲（屋外配管ダクト（B-ディーゼル燃料貯蔵タンク～原子炉建物、タービン建物～排気筒））は流入経路がなく、溢水に対して影響を受けないことを確認する。浸水防護重点化範囲（A-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、B-非常用ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（燃料移送系）を設置するエリア及び排気筒を設置するエリア）は、屋外タンクの損傷による溢水に対して別途評価する。

c. 地下水の浸水防護重点化範囲への流入防止対策

地震により揚水ポンプが停止し、原子炉建物周囲の水位が地表面まで上昇するとして、原子炉建物及びタービン建物の地下外壁に貫通部止水処置等を実施する。さらに、上記の貫通部止水処置等を実施した

としても、地震時における原子炉建物及びタービン建物の地下外壁の貫通部等から流入する地下水を考慮し、浸水防護重点化範囲が受ける影響を評価する。

d. 施設・設備の施工上生じうる隙間部に対する流入防止対策

施工上生じ得る建屋間の隙間部が津波及び溢水の流入経路となることを想定し、その隙間部に止水処置を実施する。

なお、審査の過程において、申請者は、耐震Sクラスに属する配管及び電路（原子炉補機海水系、高圧炉心スプレイ補機海水系、非常用ディーゼル発電機系、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機系及び非常用ガス処理系）を内包するタービン建物及び取水槽循環水ポンプエリアについて、耐震性の低い設備（循環水系、タービン補機海水系、液体廃棄物処理系、除じん系等）と物理的に分離されていない配置となっているが、耐震Sクラスに属する配管及び電路が津波の影響を受ける津波防護対象設備ではないため、浸水防護重点化範囲としない方針としていた。

これに対して規制委員会は、耐震Sクラスに属する配管及び電路を内包する建物及び区画を浸水防護重点化範囲として設定しない方針に対し、解釈別記3（Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲として明確化すること）の要求事項を満足するとした根拠の説明を求めた。

これに対し、申請者は、タービン建物の一部区画及び取水槽循環水ポンプエリアを浸水防護重点化範囲として設定する方針並びに浸水防護重点化範囲に流入する可能性のある経路及びそれらに対する流入防止の対策への浸水の可能性のある経路及び浸水口の浸水対策を以下のとおり示した。

- ①タービン建物内の耐震Sクラスに属する配管及び電路が設置された区画を復水器エリア防水壁、及び復水器エリア水密扉等で物理的に分離し、浸水防護重点化範囲として追加設定する。また、取水槽循環水ポンプエリアの区画全体を浸水防護重点化範囲として追加設定する。
- ②浸水防護重点化範囲の耐震性の低い配管からの流入防止浸水対策として、隔離弁（インターロックによる弁閉止対策を実施した電動弁又は逆止弁）を設置するとともに、隔離弁より海域側、又は、配管全長に基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させて津波の流入を防止する設計とする。
- ③浸水防護重点化範囲の耐震性の低いポンプからの流入防止浸水対策として、ポンプに基準地震動に対するバウンダリ機能を保持させて津波の流入を防止する設計とする。

- ④浸水防護重点化範囲の境界部における流入浸水防止対策として、貫通部止水処置を施す設計とする。
- ⑤浸水防護重点化範囲への流入防止浸水対策を実施したポンプ、配管、隔離弁については、浸水防止設備として位置付ける。

規制委員会は、申請者が、重要な安全機能を有する設備を内包する建屋及び区画を浸水防護重点化範囲としていること、浸水防護重点化範囲への流入量を評価していること、浸水防護重点化範囲への流入防止対策を施すことにより重要な安全機能を有する設備が津波等による影響を受けない設計としていることから、これらが解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(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

① 海水ポンプの取水機能を維持する方針

解釈別記3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を維持できる設計であることを要求している。

申請者は、非常用海水ポンプの取水性について、以下の方針としている。

a. 水位低下に対する非常用海水ポンプの機能維持

日本海東縁部に想定される地震による津波等、到達時間に余裕がある津波に対し、引き波による水位低下時において非常用海水ポンプの機能が維持できるよう、本発電所を含む地域へ大津波警報が発令された場合に、循環水ポンプを停止して取水槽内の水位低下を抑制する運用とし、手順を整備する。

規制委員会は、申請者が、引き波による水位低下時において、大津波警報発令時に循環水ポンプを停止して取水槽内の水位低下を抑制する運用により、非常用海水ポンプの機能を維持できる設計とすることから、これらが解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

② 津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能維持確認

解釈別記3は、基準津波による水位変動に伴う取水口付近の砂の移動及び堆積並びに漂流物について評価することを要求している。また、原子炉

補機冷却海水系は、砂の移動及び堆積並びに漂流物に対して通水性を確保できること、砂の混入に対して機能を維持できることを要求している。

申請者は、取水口前面の砂の移動及び堆積並びに取水口付近の漂流物の評価並びに原子炉補機海水系の機能が維持できることについて、以下のとおりとしている。

a. 取水口付近の砂の移動及び堆積

基準津波による砂移動解析を実施した結果、取水口前面における砂の堆積が少ないことから取水管は閉塞しない。

b. 砂の混入に対する海水ポンプの機能維持

非常用海水ポンプは砂が混入しても軸受が固着しにくい構造とする。具体的には、取水時に砂がポンプの軸受に混入したとしても、約 3.5mm の異物逃がし溝から排出される構造とする。一方で、本発電所付近の砂の平均粒径が約 0.5mm で、数 mm 以上の砂は僅かであり、取水槽内に流入した津波の流速に対し、粒径数 mm 以上の砂は浮遊しにくいことから、大きな粒径の砂はほとんど混入せず、非常用海水ポンプの取水機能は維持できる。

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、以下のとおり非常用海水ポンプの取水性に影響を与えないと評価している。

ア. 津波の数値解析の結果を踏まえ、本発電所敷地内及び本発電所近傍半径 5km の範囲で漂流物となる可能性のある施設、設備等を調査して抽出する。

イ. 上記ア. について、地震で**損壊倒壊**する可能性のあるものは**損壊倒壊**するものとみなして漂流物を抽出する。

ウ. 地震に起因する敷地地盤の変状、標高変化等を**安全側保守的**に考慮する。

エ. これらの結果、本発電所敷地内で漂流物となる可能性があるものとして、津波が遡上する護岸部にあるキャスク取扱収納庫、荷揚場詰所の壁材等を抽出した。これらの設置位置及び津波の流向を踏まえると、漂流物が取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。また、上記以外に本発電所敷地内において、荷揚場に停泊する燃料等輸送船、施設点

検等の作業を行う作業船、漁船等を抽出した。燃料等輸送船等については、津波警報等発表時に緊急退避するため、日本海東縁部に想定される地震による津波に対して漂流物とならず、緊急退避が困難な到達の早い海域活断層から想定される地震による津波に対して係留により漂流させない設計とすることから漂流物とならない。作業船については、津波警報等発表時に緊急退避するため、日本海東縁部に想定される地震による津波に対して漂流物とならず、緊急退避が困難な到達の早い海域活断層から想定される地震による津波に対して緊急退避できずに取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。航行不能となった漁船については、取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。

オ. 本発電所敷地外で漂流する可能性があるものとして、家屋、工場、作業船、航行不能となった漁船等を抽出した。家屋、工場等については、設置位置及び津波の流向から取水口に到達しないと評価しているため、通水性は確保できる。作業船については、津波警報等発表時に緊急退避するため、日本海東縁部に想定される地震による津波に対して漂流物とならず、緊急退避が困難な到達の早い海域活断層から想定される地震による津波に対して緊急退避できず港湾内に侵入して取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。航行不能となった漁船については、港湾内に侵入して取水口に到達する可能性があるが、取水口が深層取水方式であること及び取水口呑口が十分な通水面積を有していることから、通水性は確保できる。

規制委員会は、申請者が、基準津波による取水口前面の砂の移動、堆積及び非常用海水ポンプへの砂の混入並びに取水口付近の漂流物の影響を評価し、それらの結果を踏まえ原子炉補機冷却海水系の機能を維持できることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(6) 津波監視

津波ガイドでは、津波監視設備を設置して敷地への津波の**来襲襲来**を確実に監視できることを確認している。

申請者は、津波監視設備として、2号炉排気筒のEL. +64.0m及び3号炉北側防波壁上部（東側・西側）のEL. +15.0mの位置に津波監視カメラを、2号炉取水槽のEL. -9.3mの位置に取水槽水位計を設置している。津波監視カメラは昼夜問わず監視できる設計、取水槽水位計は測定範囲（EL. -9.3m～+10.7m）として上昇側（寄せ波）及び下降側（引き波）の津波高さを計測し、いずれも中央制御室から監視できる設計としている。

規制委員会は、申請者が、津波監視について、敷地への津波の**来襲襲来**を昼夜問わず原子炉制御室から監視できるカメラを設置すること、また、上昇側及び下降側の津波高さを原子炉制御室から計測できる取水槽水位計を設置することにより、敷地への津波の**来襲襲来**を監視できる方針としていることから、津波ガイドを踏まえていることを確認した。

4. 施設又は設備の設計方針

津波ガイドでは、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備等の設計方針を確認している。

(1) 津波防護施設の設計

解釈別記3は、津波防護施設について、**浸食侵食**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**等**も考慮した上で、入力津波に対して津波防護機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波防護施設（防波壁、防波壁通路防波扉及び1号炉取水槽流路縮小工）について、**浸食侵食**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**等**及び止水性も考慮した上で、入力津波に対して津波防護機能が維持できるよう設計している。

防波壁、防波壁通路防波扉及び1号炉取水槽流路縮小工に作用する荷重の組合せは、漂流物による荷重、余震による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波の荷重を適切に組み合わせるとしている。また、許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して津波防護機能が維持できるよう設定している。

① 防波壁

申請者は、防波壁について、以下のとおり設計する方針としている。

- a. 防波壁として、多重鋼管杭式擁壁、逆T擁壁及び波返重力擁壁の3種類を設置する。多重鋼管杭式擁壁は、鋼管を多重化して鋼管内をコンクリート又はモルタルで充填した多重鋼管杭の基礎構造及び地表面から突出させた鋼管杭上部を鉄筋コンクリートで被覆したコンクリート壁の上部構造から構成され、津波の地盤中からの透水による回り込みに対して背後に地盤改良体を設置して遮水する構造とする。逆T擁壁は、改良地盤を介して岩盤に支持させる直接基礎構造及び鉄筋コンクリート製の逆T擁壁の上部構造から構成され、グラウンドアンカーで逆T擁壁を改良地盤及び岩盤に押し付ける構造とする。波返重力擁壁は、置換コンクリートを介して岩盤に支持させる直接基礎構造及び鉄筋コンクリート製の重力擁壁の上部構造から構成される構造とし、防波壁両端部は重力擁壁を堅硬な地山斜面に直接支持させる構造とする。
- b. 防波壁は、十分な支持性能を有する岩盤又は改良地盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した止水目地等を設置し、止水処置を講じる設計とする。
- d. 防波壁が入力津波時の漂流物衝突荷重に対して津波防護機能を保持できない場合は、防波壁の一部として漂流物対策工を講じる設計とする。

② 防波壁通路防波扉

申請者は、防波壁通路防波扉について、以下のとおり設計及び運用する方針としている。

- a. 防波壁通路に防波壁通路防波扉を設置する。防波壁通路防波扉は鋼製の主桁、補助縦桁、鋼板等で構成される構造とし、鋼管杭と基礎スラブ又は改良地盤と基礎スラブの組合せを基礎構造とする。
- b. 防波壁通路防波扉は、十分な支持性能を有する岩盤に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 防波壁通路防波扉と主要な構造体の境界部には、想定される荷重及び相対変位を考慮し、試験等にて止水性を確認した水密ゴムを設置し、止水処置を講じる設計とする。
- d. 防波壁通路防波扉は、原則閉運用とするが、開放後の確実な閉止操

作、閉止されていない状態における閉止操作及び中央制御室における閉止状態の確認について手順を整備する。

③ 1号路取水槽流路縮小工

申請者は、1号路取水槽流路縮小工について、以下のとおり設計する方針としている。

- a. 1号路取水槽から津波が敷地へ流入することを防止するため、取水槽の取水管端部に鋼製の流路縮小工を設置する。
- b. 1号路取水槽流路縮小工は、十分な支持性能を有する岩盤に支持された構造物に設置するとともに、基準地震動による地震力に対して津波防護機能が十分に保持できる設計とする。
- c. 1号路取水槽流路縮小工の設置により、1号路に悪影響を与えない設計とする。

なお、審査の過程において、①防波壁（鋼管杭式逆T擁壁）（後に「防波壁（逆T擁壁）」に名称変更）の支持杭性能、②防波壁（波返重力擁壁）の既設ケーソンの構造成立性が主な論点となった。それらについて以下に示す。

- ① 申請者は、防波壁（鋼管杭式逆T擁壁）の鋼管杭について、杭先端の根入れ長を不陸による不確かさを考慮した0.5m程度として、支持杭に要求される性能を保持できるとしていた。これに対して規制委員会は、浅い根入れ長について、杭先端の岩盤が水平力に対してせん断抵抗できない可能性があるため、杭先端のせん断抵抗に期待しない設計方針を検討し、説明するよう求めた。これに対し申請者は、擁壁直下の改良地盤に「防波壁を支持する」の役割を追加し、さらに、グラウンドアンカーに「防波壁及び改良地盤の滑動・転倒を抑制する」の役割を追加した上で、鋼管杭から杭基礎としての役割を除外し、改良地盤を介して岩盤に支持させる直接基礎へ変更する方針を示した。なお、鋼管杭については、残存することによる悪影響を評価する方針を示すとともに、防波壁の名称については、防波壁（鋼管杭式逆T擁壁）から防波壁（逆T擁壁）に変更することを示した。
- ② 申請者は、防波壁（波返重力擁壁）の構造について、港湾施設である既設ケーソンの上部に重力擁壁を設置する設計としていた。これに対して規制委員会は、既設のケーソンについて、津波防護機能を要求されていない既設の構築物を活用しており、津波防護施設に要求される構造強度を満たしていない可能性があることから、津波防護施設の要求事項を踏まえた設計方針及び構造成立性の見通しを説明するよう求めた。これに対し申請者は、既設ケーソンについて、規制基準に適合させるために要求される性能

として止水性能を抽出し、全ての構造部材をおおむね弾性状態にとどめて止水性能を確保する方針を示した上で、3次元静的FEM解析を用いて評価を実施したところ、構造成立性が見通しが得られないことから、ケーソン中詰材を改良固化する耐震補強対策を行い、構造を成立させる方針を示した。

規制委員会は、申請者が、津波防護施設の設計について、防波壁、防波壁通路防波扉及び1号炉取水槽流路縮小工に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を考慮して許容限界を設定することにより入力津波に対して津波防護機能を維持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

また、防波壁通路防波扉については、津波の**来襲襲来**時に確実に閉止できる手順を整備することを確認した。

(2) 浸水防止設備の設計

解釈別記3は、浸水防止設備について、**津波や浸水による浸水時の**荷重等に対する耐性**等**を評価し、越流時の耐性**等**も考慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、浸水防止設備（屋外排水路逆止弁、防水壁、水密扉、床ドレン逆止弁、バウンダリ機能を保持するポンプ及び配管、隔離弁、貫通部止水処置）について、**津波や浸水による浸水時の**荷重等に対する耐性**等**を評価し、浸水防止機能が維持できるよう設計するとしている。

浸水防止設備に作用する荷重の組合せは、漂流物による荷重、余震による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波の荷重を適切に組み合わせるとしている。許容限界は、地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用に対して浸水防止機能が維持できよう設定するとしている。また、浸水防止設備のうち水密扉は、確実に閉止できる手順を整備する方針としている。

規制委員会は、申請者が、浸水防止設備の設計について、設備に作用する荷重を適切に組み合わせること及び地震後、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を考慮して許容限界を設定すること並びに水密扉について津波の**来襲襲来**時に確実に閉止できる手順を整備することにより入力津波に対して浸水防止機能を維持できるよう設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(3) 津波監視設備の設計

解釈別記3は、津波監視設備について、津波の影響（波力、漂流物の衝突等）を受けにくい位置への設置又は影響の防止、緩和等の対策を検討した上で、津波監視機能が維持できるよう設計することを要求している。

申請者は、津波監視カメラ及び取水槽水位計について入力津波に対して波力及び漂流物の影響を受けにくい位置に設置し、津波監視機能を維持できるよう設計するとしている。また、余震による荷重及び自然条件（積雪、風荷重等）と入力津波による荷重との組合せを考慮するとしている。

規制委員会は、申請者が、津波監視設備の設計について、津波の影響を受けにくい位置に設置すること及び設備に作用する荷重を適切に組み合わせることとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(4) 津波による荷重及び余震荷重並びに津波の繰り返し作用に対する設計

解釈別記3は、津波防護施設、浸水防止設備等の設計について、津波による荷重及び余震荷重並びに津波の繰り返し作用に対して十分な余裕を考慮して設計する方針であることを要求している。

申請者は、津波防護施設及び浸水防止設備の設計について、以下の方針としている。また、津波による荷重の設定において、津波の数値解析に含まれる不確かさ等を考慮する方針としている。

- ① 各施設、設備に作用する荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）に対して、十分な余裕を考慮して設計する。
- ② 基準津波と余震とが重なる可能性を検討し、余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮する。余震による荷重については、基準津波の最大水位が発生する時間帯に起きる余震を全ての周期において包絡する地震動を弾性設計用地震動の中から設定する。
- ③ 入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの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。

規制委員会は、申請者が、津波荷重の設定において不確かさを考慮すること、余震による荷重を適切に組み合わせること、津波の繰り返し作用を検討することなどにより、十分な余裕を考慮し津波防護施設及び浸水防止設備を設計することとしており、これらの方針が解釈別記3の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。

(5) 漂流物による波及的影響に対する設計

解釈別記3は、発電所敷地内及び近傍における漂流物が、津波防護施設及び浸水防止設備に波及的影響を与えないよう、漂流物の発生を防止する措置又は津波防護施設及び浸水防止設備への影響を防止する措置を要求している。

申請者は、「3.(5)②津波の二次的な影響に対する原子炉補機冷却海水系の機能維持確認」において検討した漂流物のうち、最も重量が大きい総トン数19t(排水トン数57t)の漁船による荷重と入力津波による荷重の組合せを考慮することで、津波防護施設及び浸水防止設備が入力津波による波力及び漂流物の衝突力に対し、必要に応じ津波防護施設への影響を防止する措置として漂流物対策工を施し、十分耐える構造として設計する方針としている。

なお、港湾内に停泊する燃料等輸送船、貨物船、港湾内外の作業船等については、津波警報等が発表された場合において、荷役作業等を中断し、陸側作業員を退避させるとともに、緊急離岸する船側との退避状況に関する情報連絡を行う手順等を整備して、緊急離岸を的確に実施することにより漂流物としないとしている。また、緊急離岸が困難な到達の早い津波による津波警報等が発表された場合、燃料等輸送船、貨物船等は係留手順を整備することにより漂流物としないとし、作業船は港湾内及び港湾外の発電所近傍で作業していることから漂流物となるが、総トン数19t(排水トン数57t)の漁船に包含されるとしている。

なお、審査の過程において、申請者は、当初、漂流物衝突荷重の対象漂流物として、港湾内の作業船及び漂流物調査で抽出された周辺漁港の漁船のうち総トン数19トン(排水トン数57t)の漁船を選定していたが、作業船は緊急退避の手順を整備すること、漁船は航行不能となる可能性が極めて小さいことからいずれも退避可能であると評価を見直し、漂流物衝突荷重の対象漂流物から除外する方針を示した。

これに対して規制委員会は、申請者が管理していない漁船について、航行不能を想定する必要がない確実な根拠を示すか、又はその確実な根拠が示せないのであれば、航行不能を想定するよう求めた。

これに対し申請者は、発電所沿岸及び沖合で操業する漁船について、航行不能を想定した上で、漁港ごとに、操業エリア、漁業種別及び漁船規模の追加調査を実施し、漂流物衝突荷重の対象漂流物を選定する方針を示した。

これに対して規制委員会は、操業エリアに基づく対象漂流物の選定について、エリアを外れて操業及び航行する可能性がないとする根拠を示すか、又は根拠が示せないのであれば、漁業権区分、漁業制限等の追加調査からエリアを外れ

て操業及び航行する可能性を検討し、操業及び航行の不確かさを踏まえて対象漂流物を選定するよう求めた。

これに対し申請者は、発電所前面海域の漁業権区分、漁業制限等を追加調査し、操業エリア及び航行の不確かさを考慮して、外海及び輪谷湾に面する津波防護施設に対して総トン数 19 トン（排水トン数 57t）の漁船を設計条件として選定する方針を示した。

規制委員会は、申請者が、漂流物による波及的影響について、荷重の組合せを考慮して津波防護施設及び浸水防止設備が漂流物による波及的影響を受けないよう設計することとしており、この方針が解釈別記 3 の規定に適合していること及び津波ガイドを踏まえていることを確認した。また、本発電所港湾内に停泊する燃料等輸送船等については、津波 **来襲来** 時に退避する手順及び係留する手順を整備して的確に実施することにより、漂流物としないことを確認した。

Ⅲ－４ 外部からの衝撃による損傷の防止（第 6 条関係）

第 6 条の規定は、設計上考慮すべき自然現象（地震及び津波を除く。以下本節において同じ。）及びその組合せ（地震及び津波を含む。）並びに人為事象（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設計することなどを要求している。

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。

Ⅲ－４． 1 外部事象の抽出

1. 自然現象の抽出
2. 人為事象の抽出

Ⅲ－４． 2 外部事象に対する設計方針

- 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
- Ⅲ－４． 2． 3 外部火災に対する設計方針
- Ⅲ－４． 2． 4 その他自然現象に対する設計方針
- Ⅲ－４． 2． 5 その他人為事象に対する設計方針

Ⅲ－４． 3 自然現象の組合せ

- Ⅲ－４． 4 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

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結

果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出

安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る外部事象として、自然現象及び人為事象を抽出する必要がある。

１．自然現象の抽出

自然現象に対する設計方針を検討するためには、自然災害や自然現象の知見・情報を収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、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、抽出する必要がある。

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき自然現象の知見・情報を収集し、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踏まえ、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、風（台風）、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り・土石流及び洪水を抽出している。

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。

規制委員会は、申請者による自然現象の抽出が、自然災害や自然現象に関する国内外の知見・情報を収集し、設置許可基準規則解釈に具体的に例示したもの及び個々の自然現象に関連して発生する可能性があるものを含めた自然現象を検討対象とした上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の自然環境を踏まえ、客観的な選定基準に基づき安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象を抽出していることから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

２．人為事象の抽出

人為事象に対する設計方針を検討するためには、人為事象に関する知見・情報を収集した上で、発電所の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、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する必要がある。

申請者は、国内外の基準や文献等に基づき人為事象の知見・情報を収集し、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踏まえ、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、火災・爆発（森林火災、近隣

工場等の火災・爆発及び航空機落下火災)、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物(航空機落下)及びダムの崩壊を抽出している。

規制委員会は、申請者による人為事象の抽出が、人為事象に関する国内外の知見・情報を収集し、設置許可基準規則解釈に具体的に例示したものを含めた人為事象を検討対象とした上で、本発電所の敷地及び敷地周辺の状況を踏まえ、客観的な選定基準に基づき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ことから、その抽出の考え方に合理性があることを確認した。

Ⅲ－４．２ 外部事象に対する設計方針

発電用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をいう。)によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で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について、自然現象ごとに発電用原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき自然現象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る自然現象に対する設計方針について、竜巻については「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」、火山の影響については「Ⅲ－４．２．２ 火山の影響に対する設計方針」、風(台風)、降水、落雷、生物学的事象、凍結、積雪、地滑り・土石流及び洪水(以下「その他自然現象」という。)については「Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針」において記載している。

また、申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の２．で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について、人為事象ごとに発電用原子炉施設に与える影響を評価した上で、設計上考慮すべき人為事象に対する設計方針又は設計上考慮する必要はないとする設計方針を策定している。

これらの安全施設の安全機能に影響を及ぼし得る人為事象に対する設計方針について、火災・爆発及び有毒ガスについては外部火災として「Ⅲ－４．２．３ 外部火災に対する設計方針」、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物(航空機落下)及びダムの崩壊(以下「その他人為事象」という。)については「Ⅲ－４．２．５ その他人為事象に対する設計方針」において記載している。

Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針

第６条第１項及び第２項の規定は、想定される自然現象（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。

規制委員会は、竜巻に対する防護に関して、以下の項目について審査を行った。

- １．設計上対処すべき施設を抽出するための方針
- ２．発生を想定する竜巻の設定
- ３．設計荷重の設定
- ４．設計対処施設の設計方針
- ５．竜巻随件事象に対する設計対処施設の設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

１．設計上対処すべき施設を抽出するための方針

竜巻に対して、安全施設の安全機能が損なわれないようにする必要がある。このため、竜巻に対し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施設（以下本節において「竜巻防護対象施設」という。）及び竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設に区分して抽出した上で、設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

（１）竜巻防護対象施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全重要度分類のクラス１、クラス２及びクラス３に属する構築物、系統及び機器としている。

その上で、竜巻防護対象施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス１、クラス２及び安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器に加え、それらを内包する建物を抽出する方針としている。これらの抽出した施設について、屋外施設、外気と繋がっている施設及び外殻となる施設による防護機能が期待できない施設に整理し、設計対処施設としている。

なお、建物に内包され防護される設備及び代替手段があることなどにより必要な安全機能が維持される設備については、竜巻による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による竜巻防護対象施設を抽出するための方針が安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、安全機能の重要度を踏まえて竜巻から防護すべき設備を抽出していることを確認した。

(2) 竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出するための方針

申請者は、竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を、倒壊による機械的影響の観点、付属設備の破損等による機能的影響の観点及び竜巻随件事象（溢水等）による二次的影響の観点から抽出する方針としている。

規制委員会は、申請者が竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設を抽出する方針について、安全機能への影響を網羅的な観点で検討するものであることを確認した。

なお、竜巻防護対象施設への竜巻による影響として飛来物によるものもあるが、この点については「3. (1) 設計竜巻荷重の設定」にて記載している。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計対処施設を抽出するための方針が、竜巻防護対象施設と竜巻防護対象施設に対して影響を及ぼし得る施設に区分した上で、それぞれについて安全機能への影響を網羅的に検討し、抽出するものであることを確認した。

2. 発生を想定する竜巻の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、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。）を設定することが必要である。竜巻ガイドは、この設定について、竜巻発生 の観点から、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（以下「竜巻検討地域」という。）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処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等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。

(1) 竜巻検討地域の設定

申請者は、本発電所が立地する地域と気象条件の類似性の観点から検討を行い、竜巻検討地域を設定している。

(2) 基準竜巻の最大風速の設定

申請者は、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_{B1}) と、竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) 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。

具体的には V_{B1} として竜巻検討地域で過去に発生した最大の竜巻である藤田スケール (以下「F スケール」という。) 2 (風速 50~69m/s) の最大値 (69m/s) を選定している。 V_{B2} として、竜巻検討地域におけるハザード曲線を基に、竜巻検討地域における竜巻データの不確実性を踏まえ、年超過確率 10^{-6} に相当する風速 (78m/s) を選定している。その上で、 V_{B1} と V_{B2} を比較し、大きい方の V_{B2} を基準竜巻の最大風速として設定している。

(3) 設計竜巻の最大風速等の設定

申請者は、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はないが、将来の竜巻発生に関する不確実性を踏まえ、基準竜巻の最大風速 78m/s に保守性を考慮し F スケール 3 (風速 70~92m/s) の最大値 (92m/s) を設計竜巻の最大風速とするとしている。また、設計竜巻の最大接線風速等の特性値の設定に当たり、米国原子力規制委員会 (NRC) の基準類を参考とするとしている。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計竜巻の設定が竜巻ガイドを踏まえたものであることに加え、保守性を考慮したものであることを確認した。

3. 設計荷重の設定

竜巻に対する防護設計を行うためには、設計竜巻による荷重 (以下「設計竜巻荷重」という。) とその他の荷重を適切に組み合わせた荷重 (以下「設計荷重」という。) を設定することが必要である。

(1) 設計竜巻荷重の設定

申請者は、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、設計対処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から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。その上で、衝突時に設計対処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、固定、固縛等により

確実に飛来物とならないようにする運用としている。

規制委員会は、風圧力による荷重、設計対処施設内外の気圧差による荷重及び飛来物の衝撃荷重の設定について、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。また、飛来物の衝撃荷重の設定において、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た上で設計飛来物を選定していること、飛来物の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物より大きくなる場合には固縛等の飛来物発生防止対策を講じる方針としていることを確認した。

(2) 設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定

申請者は、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重の設定に当たり、設計対処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。

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を踏まえた検討により、設計竜巻荷重に包絡されるとしている。

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。

規制委員会は、申請者が、設計竜巻荷重と組み合わせる荷重を設定することについて、竜巻ガイドを踏まえたものであることを確認した。

なお、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ-4.4 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」で記載している。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計竜巻荷重とその他の荷重を適切に組み合わせたものであることを確認した。

4. 設計対処施設の設計方針

設計対処施設については、設計荷重に対してその構造健全性が維持され、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれない設計とすることが必要である。

申請者は、以下のとおり、竜巻に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないように設計としている。

(1) 屋外の竜巻防護対象施設（竜巻防護対象施設を内包する施設も含む）

屋外の竜巻防護対象施設は、設計荷重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、必要に応じ竜巻防護ネット等の防護対

策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

(2) 外気と繋がっている建物内の竜巻防護対象施設

外気と繋がっている建物内の竜巻防護対象施設は、設計荷重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の設置等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

(3) 外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設

外殻となる施設による防護機能が期待できない竜巻防護対象施設は、設計荷重により安全機能が損なわれない設計とする。設計飛来物の衝突により、開口部の開放又は開口部建具の貫通が発生することを考慮し、竜巻防護ネットの設置等の防護対策を講じることにより安全機能が損なわれない設計としている。

(4) 竜巻防護対象施設に影響を及ぼし得る施設

竜巻防護対象施設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対象施設に影響を与えないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、設計荷重によって生じる影響を考慮し、必要に応じて設計対処施設に対して防護対策を講じることにより、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

5. 竜巻随件事象に対する設計対処施設の設計方針

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、竜巻防護対象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。

申請者は、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、溢水及び外部電源喪失を抽出している。

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、火災源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえて熱影響を評価した上で、竜巻防護対象施設の許容温度を超えないように必要に応じて防護対策を講じる方針としている。

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、建物内に竜巻防護対象施設が設置されている区画の開口部には飛来物が侵入することによる火災の発生を防止するための竜巻防護ネット等の竜巻防護対策を講じる方針としている。

溢水については、屋外タンク等からの溢水を想定し、溢水源と竜巻防護対象施設の位置関係を踏まえた影響評価を行った上で、竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないよう必要に応じて防護対策を講じる方針としている。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。

外部電源喪失については、竜巻防護対象施設として抽出される非常用ディーゼル発電機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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、竜巻ガイドを踏まえたものであり、危険物タンク等と竜巻防護対象施設の位置関係を本発電所の図面等により確認する等、竜巻随件事象の影響を適切に設定した上で、その竜巻随件事象に対して竜巻防護対象施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針

第6条第1項及び第2項の規定は、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、以下の項目について審査を行った。

1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出
2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価
3. 個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価
4. 火山事象に対する防護に関して設計対処施設を抽出するための方針
5. 降下火砕物による影響の選定
6. 設計荷重の設定
7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針
8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出

ここでは、2. に示す原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価を行う上で、①完新世に活動を行った火山及び②完新世に活動を行っていないものの将来の活動可能性が否定できない火山の抽出を行う。

火山ガイドは、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出について、地理的領域にある第四紀火山の完新世における活動の有無を確認するとともに、完新世に活動を行っていない火山については過去の活動を示す階段ダイアグラムを作成し、将来の火山活動可能性が否定できない場合は、個別評価対象とすることを示している。

申請者は、本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出について、以下のとおりとしている。

- (1) 文献調査等の結果より、敷地から半径 160km の地理的領域内にある 24 の第四紀火山のうち、完新世に活動を行った火山として、三瓶山^{さんべさん}を抽出した。
- (2) 完新世に活動を行っていない 23 火山については、階段ダイアグラムを作成し、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことから 6 火山を原子力発電所に影響を及ぼし得る火山ではないと評価した。また、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より短いこと等から、将来の活動可能性が否定できない火山として大山等^{だいせん}の 17 火山を抽出した。
- (3) 以上のことから、本発電所に影響を及ぼし得る火山として、18 火山を抽出した。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所に影響を及ぼし得る火山の抽出は、火山ガイドを踏まえたものであり、完新世における活動の有無及び階段ダイアグラムの作成等により火山活動履歴を評価して行われていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が完新世に活動を行っていない火山のうち 6 火山を原子力発電所に影響を及ぼし得る火山ではないとする評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、最後の活動終了からの期間が過去の最大休止期間より長いことによる評価であることから、妥当であると判断した。

2. 原子力発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価

ここでは、1. で抽出した火山について、原子力発電所の運用期間における火山活動の可能性に関する個別評価を行う。この評価の結果、火山活動の可能性が十分小さいと判断できない場合は、当該火山活動に伴う火砕物密度流等の設計対応不可能な火山事象が運用期間中の原子力発電所に影響を及ぼす可能性の評価を行う。

火山ガイドは、原子力発電所に影響を及ぼし得る火山について、原子力発電所の運用期間における火山活動の可能性を総合的に評価し、可能性が十分小さいと判断できない場合は、設計対応が不可能な火山事象が運用期間中に原子力発電所に影響を及ぼす可能性の評価を行うことを示している。

申請者は、1. で抽出した火山（18 火山）の過去の活動履歴を考慮し、本発電

所の運用期間における火山活動に関する個別評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊については、個別評価が必要な位置関係にある敷地からの距離が 50km 未満の和久羅山、大根島及びシゲグリの 3 火山に関して既往最大規模の噴火を考慮しても、これらの火山事象に伴う噴出物の分布が敷地近傍には認められないことから、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。
- (2) 火砕物密度流については、評価対象となる各火山における過去最大規模の火砕物密度流の分布から到達可能性範囲を検討した結果、火砕物密度流の到達範囲が山体周辺に限られ、敷地から十分に離れていることから、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。
- (3) 新しい火口の開口及び地殻変動については、過去の火口と敷地との位置関係、敷地近傍では熱水活動及び深部低周波地震等が認められないことから、これらの火山事象が敷地において発生する可能性は十分小さいと評価した。
- (4) 以上のことから、本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価を行った結果、既往最大規模の噴火を考慮しても、設計対応不可能な火山事象が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分小さいと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した本発電所の運用期間における火山活動に関する個別評価は、火山ガイドを踏まえたものであり、活動履歴の把握等に基づき適切に実施されていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が本発電所の運用期間に設計対応不可能な火山事象が本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいとする評価は、火山ガイドを踏まえたものであり、火砕物密度流、溶岩流等については十分な離隔距離があり敷地には到達しない又は既往最大規模の噴火を考慮しても敷地周辺には到達していないこと、新しい火口の開口及び地殻変動については過去の火口と敷地との位置関係や敷地近傍では熱水活動及び深部低周波地震等が認められないことから、妥当であると判断した。

3. 個別評価の結果を受けた原子力発電所への火山事象の影響評価

ここでは、2. の火山活動の個別評価の結果を受けて、火山活動に伴う降下火砕物等の火山事象の影響評価を行う。なお、降下火砕物は広範囲に影響を及ぼす火山事象であることから、原子力発電所への影響があると考えられる地理的領域外にある火山の火山活動も対象とする。

火山ガイドは、原子力発電所の運用期間中において設計対応不可能な火山事象が原子力発電所の安全性に影響を及ぼす可能性が十分小さいと評価された火山

について、それが噴火した場合に原子力発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を原子力発電所との位置関係から抽出し、各火山事象に対する設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うことを示している。

申請者は、設計対応可能な火山事象の影響評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 土石流、火山泥流及び洪水、火山から発生する飛来物（噴石）、火山ガス、津波及び静振、大気現象、火山性地震とこれに関連する事象並びに熱水系及び地下水の異常の影響については、文献調査、地質調査等の結果、敷地までの距離及び地形条件から、本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価した。
- (2) 降下火砕物については、町田・新井（2011）の文献調査結果、地質調査結果及び敷地と各火山との位置関係から、敷地に影響を及ぼす可能性があるものとして、地理的領域内では三瓶山の降下火砕物及び大山の降下火砕物を、地理的領域外では巨大噴火に伴い噴出したテフラを除いて鬱陵島の降下火砕物を抽出した。なお、敷地内の地質調査では、第四紀火山を給源とする降下火砕物（給源不明を含む）は確認されていない。
- (3) 上記（2）で抽出した地理的領域内の三瓶山については、以下のとおり評価した。

敷地及び敷地周辺に降灰したテフラとして、文献調査の結果からは三瓶木次^{さんべきすき}テフラ（噴出量：約 20km³）が挙げられ、町田・新井（2011）では、敷地は 5cm の等層厚線と 100cm の等層厚線の間位置する。また、文献において報告された敷地周辺での三瓶木次テフラの層厚及び敷地周辺で実施した地質調査の結果に基づいて等層厚線を作成したところ、敷地は 10cm の等層厚線の外側に位置する。一方、この三瓶木次テフラについては、Zhao et al. (2011)による地震波トモグラフィ解析結果から、三瓶山の地下 20km 以深に低速度層の存在が認められ、マグマ溜まりの存在が示唆されるが、この低速度層は爆発的噴火を引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深さ約 7km より深い位置にあること（下鶴ほか編（2011）、東宮（1997））及び階段ダイヤグラムによる検討結果から、本発電所の運用期間中における三瓶木次テフラ規模の噴火が発生する可能性は十分小さいと評価した。

このため、運用期間中に考慮すべき噴火規模として、三瓶木次テフラの噴火を除いて降下火砕物の噴出量が最大となる三瓶浮布^{さんべうきぬの}テフラの噴火の可能性を想定して噴出量 4.15km³（第四紀火山カタログ編集委員会編（1999））規模の噴火を考慮し、移流拡散モデルを用いた降下火砕物シミュレーションを実施した。風向の不確かさとして、敷地方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮したシミュレーションの結果、敷地における降下火砕物の最大層厚は 33.5cm であった。

さらに、敷地は三瓶山の北東側に位置し、偏西風の影響により年間を通じて西風が卓越するため、風向(条件)によっては敷地への降灰が想定されること、及びMaruyama et al. (2020)によると三瓶浮布テフラの分布域が明確に2方向に区分され、その一方が中国地方の広範囲に分布するとされることから、上記のシミュレーションに加え、更なる保守的な検討を実施した。具体的には、三瓶山から敷地までの距離に相当する位置の降灰層厚を敷地における層厚として考慮することとし、町田・新井(2011)による同テフラの50cm等層厚線の主軸は三瓶山から発電所の方向とは異なるが、同主軸上の三瓶山から発電所までの距離に相当する55kmの位置における層厚を敷地における層厚として扱うこととした結果、敷地における層厚は55.5cmとなり、56cmと評価した。

(4) 上記(2)で抽出した地理的領域内の大山については、以下のとおり評価した。

敷地及び敷地周辺に降灰したテフラとして、文献調査の結果からは大山松江テフラ(噴出量:2.19km³)が挙げられ、町田・新井(2011)では、敷地は20cmの等層厚線と50cmの等層厚線の間位置する。また、文献において報告された敷地周辺での大山松江テフラの層厚及び敷地周辺で実施した地質調査に基づいて等層厚線を作成したところ、敷地は20cmの等層厚線と35cmの等層厚線の間位置する。一方、敷地及び敷地周辺には降灰が確認されないものの、大山松江テフラの噴火を上回る大きな噴火として大山倉吉テフラ(噴出量:20 km³以上)の噴火がある。大山倉吉テフラ規模の噴火については、Zhao et al. (2011、2018)による地震波トモグラフィ解析結果から、大山の地下20km以深に低速度層の存在が認められ、マグマ溜まりの存在が示唆されるが、この低速度層は爆発的噴火を引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深さ約7kmより深い位置にあること(下鶴ほか編(2011)、東宮(1997))及び階段ダイヤグラムによる検討結果から、本発電所の運用期間中における大山倉吉テフラ規模の噴火が発生する可能性は十分小さいと評価した。

このため、運用期間中に考慮すべき噴火規模として、大山倉吉テフラの噴火以外の噴火の中で、大山松江テフラを上回り最大となる大山生竹夫山生竹テフラ(噴出量:11.0km³)規模の噴火を考慮して、移流拡散モデルを用いた降下火砕物シミュレーションを実施した。噴出量11.0km³は、Hayakawa(1985)を用いて求めた噴出量及び原子力規制委員会(2018)を踏まえ設定した。風向の不確かさとして、敷地方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮したシミュレーションの結果、敷地における降下火砕物の最大層厚は44.5cmであった。

(5) 上記(2)で抽出した地理的領域外の鬱陵島については、過去最大の噴火の噴出物である鬱陵隠岐テフラが敷地及び敷地周辺に降灰した可能性があり、噴出規模12.22 km³(須藤ほか(2007))を考慮して、移流拡散モデルを用いた

降下火砕物シミュレーションを実施した結果、敷地における降灰層厚は0.1 cm程度となり、町田・新井(2011)の層厚(2 cm以下)を下回ることを確認した。(6)上記(2)～(5)の検討から、敷地における降下火砕物の最大層厚を56cmと設定した。降下火砕物の密度及び粒径は、文献調査を踏まえ、湿潤密度を1.5g/cm³、乾燥密度を0.7g/cm³及び粒径を4.0 mm以下と設定した。

当初、申請者は、設計上考慮する降下火砕物の層厚について、文献調査の結果から鬱陵島の鬱陵隠岐テフラの2cmとしていた。

規制委員会は、審査の過程において、降下火砕物の分布について、町田・新井(2011)の文献のみに依拠せず、地質調査を実施するとともに、三瓶山については最新の知見を収集した上で層厚の検討を実施するよう求めた。

これに対して、申請者は、三瓶浮布テフラを含む降下火砕物に関する最新知見の文献調査、敷地周辺における降下火砕物調査及び敷地方向への仮想風を考慮した降下火砕物シミュレーションによる検討に加え、更なる保守的な検討として、三瓶山から敷地までの距離に相当する位置の降灰層厚を敷地における層厚として考慮する評価を実施し、敷地における最大層厚を56cmと評価した。

規制委員会は、申請者が実施した設計対応可能な火山事象の影響評価については、火山ガイドを踏まえたものであり、文献調査、地質調査等により、本発電所への影響を適切に評価していることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が設定した降下火砕物の最大層厚等は、文献調査及び地質調査結果に基づく降下火砕物の分布状況並びに不確かさを考慮した降下火砕物シミュレーションによる検討に加え、更なる保守的な検討として、三瓶山から敷地までの距離に相当する位置の降灰層厚を敷地における層厚として考慮する評価を行い、これらの評価を総合して設定されていることから、妥当であると判断した。

4. 火山事象に対する防護に関して設計対処施設を抽出するための方針

火山事象の影響評価により発電所に影響を及ぼす可能性のある事象として降下火砕物が抽出されたことから、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必要がある。このため、降下火砕物に対して防護すべき施設を抽出した上で、設計上対処すべき施設(以下本節において「設計対処施設」という。)を特定する方針が示されることが必要である。

申請者は、降下火砕物によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

このうち、降下火砕物に対して防護すべき施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス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。その上で、屋内設備の外殻となる建物、屋外に設置されている施設、降下火砕物を含む海水又は空気の流路となる施設及び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処施設としている。

なお、代替設備があることなどにより必要な安全機能が維持される施設については、降下火砕物による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対処施設を抽出するための方針が、安全機能の重要度を踏まえて、降下火砕物によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器について、火山ガイドに沿って降下火砕物の特徴を考慮した上で適切に抽出するものであることを確認した。

5. 降下火砕物による影響の選定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、設計対処施設の機能に及ぼす影響を選定することが必要である。火山ガイドは、この選定について、降下火砕物が直接及ぼす影響（以下「直接的影響」という。）とそれ以外の影響（以下「間接的影響」という。）をそれぞれ選定することを示している。

（1）直接的影響

申請者は、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検討対象として設定した上で、直接的影響の主な因子として、構築物に対する静的負荷及び化学的影響（腐食）、水循環系に対する機械的影響（閉塞、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）及び化学的影響（腐食）、建物及び屋外施設に対する粒子の衝突、本発電所周辺の大気汚染並びに計装盤の絶縁低下を選定している。

（2）間接的影響

申請者は、間接的影響として、本発電所外で生じる影響である外部電源の喪失及び本発電所へのアクセスの制限を選定している。

規制委員会は、申請者による降下火砕物の直接的影響及び間接的影響の選定が、火山ガイドを踏まえたものであり、降下火砕物の特徴及び設計対処施設の特徴を考慮していることを確認した。

6. 設計荷重の設定

降下火砕物に対する防護設計を行うためには、その堆積荷重に加え、火山事象以外の自然事象や設計基準事故時の荷重との組合せを設定する必要がある。

申請者は、降下火砕物に対する防護設計を行うために、個々の設計対処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設計としている。

火山事象以外の自然事象による荷重との組合せについては、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪を対象としている。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。

規制委員会は、申請者による設計荷重の設定が、設計対処施設ごとに常時作用する荷重、運転時荷重等を考慮するものであることを確認した。

なお、同時発生の可能性のある風（台風）及び積雪による荷重の組合せの抽出については「Ⅲ－4.3 自然現象の組合せ」、設計基準事故時の荷重との組合せについては「Ⅲ－4.4 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」で記載している。

7. 降下火砕物の直接的影響に対する設計方針

設計対処施設については、降下火砕物の直接的影響によって安全機能が損なわれない設計方針とする必要がある。

（1）降下火砕物による荷重（静的荷重）に対する設計方針

申請者は、設計対処施設のうち降下火砕物が堆積する建物、屋外施設及び降下**火砕物火災物**の影響による停止等によって、外部事象防護対象施設に波及的影響を及ぼし得る施設（以下「波及的影響を及ぼし得る施設」という。）について、設計荷重が許容荷重に対して安全裕度を有することにより構造健全性を失わず、安全機能を損なうことのない設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計について、設計荷重が許容荷重に対して余裕を有することにより構造健全性を失わず、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。

（2）降下**火砕物火災物**による荷重以外に対する設計方針

申請者は、降下火砕物による構造物への化学的影響（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）、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）等によって、以下のとおり安全機能が損なわれないように設計するとしている。

① 構造物への化学的影響（腐食）

設計対処施設である建物、屋外施設及び波及的影響を及ぼし得る施設は、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としている。

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）

設計対処施設である降下火砕物を含む海水の流路となる施設及び波及的影響を及ぼし得る施設は、降下火砕物の粒径に対して、その施設の狭あい部に十分な流路幅を設け閉塞しないように設計するとしている。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。

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するとしている。摩耗については、降下火砕物の硬度が砂と同等又は砂よりも硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さく、保守管理等により補修が可能としている。

③ 電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）

設計対処施設である降下火砕物を含む空気の流路となる施設は、外気と遮断された全閉構造等により機械的影響（閉塞、摩耗）を受けず、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するとしている。

④ その他の影響

設計対処施設への直接的影響としては、上記の①から③の他に、降下火砕物の粒子の衝突、水質汚染の影響が考えられるが、降下火砕物の粒子の衝突については、竜巻における砂等の飛来物の評価に包絡されるとし、水質汚染の影響については、設計対処施設の構造上、有意な影響を受ける可能性がないとしている。

また、電気系及び計装制御系のうち、空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（安全保護系盤）、計測制御用電源設備（計装用無停電交流電源装置）及び非常用所内電源設備（所内低圧系統）は、絶縁低下しない

ように外気取入口にフィルタを設置する等の空調管理された場所に設置するとしている。

規制委員会は、申請者の設計が、降下火砕物の特徴を踏まえ、設計対処施設に与える化学的影響、機械的影響その他の影響に対して、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。

(3) 外気取入口からの降下火砕物の侵入に対する設計方針

申請者は、降下火砕物を含む空気の流路となる設計対処施設（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を含む。）については、機械的影響（閉塞、摩耗）に対して、降下火砕物が侵入し難い設計とするとともに、バグフィルタ等の設置、換気空調系の停止等により、閉塞及び摩耗に対して機能が損なわれないよう設計するとしている。また、降下火砕物がフィルタに付着した場合においても取替え又は清掃が可能とする設計としている。

当該施設については、化学的影響（腐食）に対して、金属材料の使用等により、降下火砕物に含まれる腐食性成分による腐食に対して機能が損なわれないよう設計するとしている。

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換気系の系統隔離運転モード等を実施できるようにした上で、酸素濃度及び二酸化炭素濃度について影響評価を実施し、居住性を確保できる設計方針としている。

規制委員会は、申請者の設計が降下火砕物や設計対処施設の特徴を踏まえて、降下火砕物の侵入防止対策として、バグフィルタ等の設置や換気空調系の停止等により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするとともに、原子炉制御室にあっては系統隔離運転モード等により居住性を確保する方針としていることを確認した。

(4) 降下火砕物の除去等の対策

申請者は、設計対処施設に、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、機能を維持するために、降下火砕物の除去等の対応を適切に実施する方針としている。

規制委員会は、申請者が、降下火砕物の除去等に必要な資機材を確保するとともに、手順等を整備する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、降下火砕物の直接的影響により安全機能が損なわれないとしており、この設計方針が火山ガイドを踏まえていることを確認した。

8. 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針

火山ガイドは、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発電所へのアクセスの制限を想定し、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必要であることを示している。

申請者は、原子炉及び燃料プールの安全性を損なわないよう非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の7日間の連続運転により、電力の供給を可能とする設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、降下火砕物の間接的影響として外部電源喪失及び交通の途絶を想定し、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを備え、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の7日間の連続運転を可能とするものであり、火山ガイドを踏まえたものであることを確認した。

Ⅲ－4. 2. 3 外部火災に対する設計方針

第6条第1項から第3項までの規定は、敷地及び敷地周辺で想定される自然現象及び人為事象による火災等（以下「外部火災」という。）が発生した場合においても、その影響によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計することを要求している。

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。

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
2. 考慮すべき外部火災
3. 外部火災に対する設計方針
 - (1) 森林火災
 - (2) 近隣の産業施設の火災・爆発
 - (3) 発電所敷地内における航空機落下による火災

(4) 二次的影響

各項目についての審査内容は以下のとおり。

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

外部火災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必要がある。このため、外部火災に対して防護すべき設備（以下「外部火災防護対象施設」という。）を抽出した上で、外部火災に対して設計上対処すべき施設（以下本節において「設計対処施設」という。）を特定する方針が示されることが必要である。

申請者は、外部火災により発生する火炎及び輻射熱の直接的影響並びにばい煙等の二次的影響によって安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。その上で、外部火災防護対象施設として上記構築物、系統及び機器の中から、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス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。

これらの抽出した施設について、施設を内包する建物、屋外に設置されている施設及び二次的影響を受ける施設に整理し、設計対処施設としている。

なお、代替手段があることなどにより必要な安全機能が維持できる施設については、外部火災による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による設計対処施設を特定する方針について、外部火災によって安全機能が損なわれるおそれがある構築物、系統及び機器を、火炎及び輻射熱の影響並びにばい煙等の二次的影響の特徴を考慮した上で、安全機能の重要度を踏まえて抽出するものとしていることを確認した。

2. 考慮すべき外部火災

外部火災ガイドは、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ために、考慮すべき種々の火災とその二次的影響について示している。

申請者は、外部火災として、森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発（発電所敷地内に存在する危険物タンク等の火災等を含む。）及び航空機落下火災による熱影響等並びに二次的影響としてばい煙及び有毒ガスによる影響を考慮している。

規制委員会は、申請者による外部火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

3. 外部火災に対する設計方針

(1) 森林火災

外部火災ガイドは、森林火災に対して安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、発電所周辺で発生し得る森林火災の設定方法及び森林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。

申請者は、以下のとおり森林火災を設定し、その影響を評価した上で、森林火災に対する設計方針を策定している。

① 発生を想定する森林火災による影響評価

外部火災ガイドは、森林火災による影響の評価について、発生を想定する森林火災の設定方法、延焼速度、火線強度及び火炎輻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、火炎輻射強度を基に危険距離（火災の延焼防止に必要な距離をいう。以下本節において同じ。）を算出する方法を示している。

a. 発生を想定する森林火災の設定

申請者は、発生を想定する森林火災の条件として、本発電所周辺の可燃物の量(植生)、気象条件、発火点等を以下のように設定している。

ア. 可燃物の量（植生）の設定

申請者は、島根県から入手した森林簿、現地調査等により得られた樹種及び林齢を踏まえ、可燃物量が多くなるように植生を設定している。

イ. 気象条件の設定

申請者は、松江市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過去10年間の気象データとして、鹿島地域気象観測所及び松江地方気象台のものを採用し、その中から最小湿度、最高気温及び最大風速をそれぞれ抽出し、それらの組合せを気象条件として設定している。また、風向については、上記の気象データの中から最大風速における風向と卓越風向を調査し、これらを基に風向を設定している。

ウ. 発火点の設定

申請者は、発火点について、人為的行為を考慮し、火を扱う可能性がある箇所、火災の発生頻度が高いと想定される集落部又は道路沿いのうち、森林部との境界に設定するとともに、風向を考慮し、本発電所の風上の5地点を設定している。

また、いずれの発火点も本発電所からの直線距離が10kmまでの範囲内である。

エ. 土地の利用状況及び地形の設定

申請者は、土地利用データについて、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、地形データについては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ている。

オ. 発火時刻の設定

申請者は、森林火災の発火時刻について、日照時間による火線強度の変化を考慮し、火線強度が最大となる時刻を採用している。

規制委員会は、発生を想定する森林火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、植生、気象条件等の設定が本発電所周辺の特徴を考慮した上で、パラメータごとに厳しい値を採用していること、発火時刻の設定が火線強度又は反応強度を最大にするものであり保守的なものであることを確認した。

b. 森林火災による影響評価

申請者は、保守的に火炎をモデル化した上で、上記の設定を基に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、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。具体的には、延焼速度は2.15m/sと算出され、これを基に、発火点から防火帯までの火災の到達時間を約2.3時間としている。防火帯の外縁での最大火線強度は4,154kW/mと算出され、これに必要な防火帯幅を19.5mとしている。また、最大の火炎輻射強度は364kW/m²と算出されている。

規制委員会は、申請者による森林火災の影響評価が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、受熱側の輻射強度が保守的に評価されるようモデル化するとともに、延焼速度、火線強度及び火炎輻射強度を評価し、防火帯幅を導出していることを確認した。

規制委員会は、申請者による森林火災の設定及び森林火災による影響評価が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要なパラメータが適切に設定及び算出されていることを確認した。

② 森林火災に対する設計方針

外部火災ガイドは、発生を想定する森林火災の設定等について、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の考え方を示している。

申請者は、発火点から防火帯までの到達時間が約 2.3 時間と算出されたことから、本発電所に常駐する自衛消防隊により、万が一の飛び火等による火炎の延焼を防止することが可能であるとしている。

防火帯は、必要な防火帯幅が 19.5m と算出されたことから、約 21m 以上確保した上で、防火帯内に可燃物を含む機器等を設置する場合は、必要最小限とする運用としている。また、森林火災による熱影響（最大の火炎輻射強度）が 364kW/m^2 と算出されたことから、これを設計方針の策定に用いる火炎輻射強度とし、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するとしている。

これら森林火災に対する設計方針は、防火帯幅及び離隔距離の設定を前提として、以下のように策定するとしている。

設計対処施設のうち建物について、防火帯外縁における森林火災から最も近い建物の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。設計対処施設のうち屋外の施設については、森林火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、必要な防火帯幅及び外部火災防護対象施設との離隔距離を確保するものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による森林火災に対する設計方針が、森林火災による

影響に対して必要な防火帯を確保すること等により、安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

(2) 近隣の産業施設の火災・爆発

外部火災ガイドは、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防護設計を行うために、発電所敷地外の石油コンビナート等に火災・爆発が発生した場合における発電所への影響（飛来物による影響を含む。）を評価する方法を示している。

申請者は、以下のとおり近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価した上で、火災・爆発の発生が想定される地点から設計対処施設までの距離が危険距離及び危険限界距離（爆発の爆風圧が 0.01MPa 以下になる距離をいう。以下本節において同じ。）以上となるように、設計方針を策定している。

① 近隣の産業施設の火災・爆発の発生の想定

近隣の産業施設の火災・爆発による影響を評価するためには、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抽出する必要がある。

また、外部火災ガイドは、具体的な火災・爆発の設定方法、危険距離及び危険限界距離の算出方法を示している。

a. 近隣の産業施設の火災・爆発の設定

申請者は、本発電所敷地外の半径 10km 以内に存在する産業施設として危険物貯蔵施設及び高圧ガス貯蔵施設を抽出するとともに、本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶の港湾内への漂流についても想定した上で、それらの火災やガス爆発を想定し、危険距離及び危険限界距離を算出している。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設（本発電所敷地に接近する可能性のある車両及び敷地周辺を航行する船舶を含む。以下「近隣の産業施設等」という。）の火災・爆発の発生の想定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、地図等を用いて近隣の産業施設等が抽出された上で、その施設における危険物等の火災やガス爆発の発生が想定され、近隣の産業施設等の火災・爆発による危険距離及び危険限界距離が算出されていることを確認した。

b. 発電所敷地内の危険物による火災等の設定

申請者は、発電所敷地内に存在する危険物タンク等についても考慮し、危険物の保有量と設計対処施設との距離から、輻射強度が最大となる火災を想定している。タービン建物近傍に設置されている変圧器についても、危険物を内包していることから、これらによる火災も考慮するとしている。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物タンク等による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、火災源等として、発電所敷地内に存在する危険物タンク等を特定し、これらによる火災が設定されていることを確認した。

② 想定される近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方針

発生を想定する近隣の産業施設等の火災・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必要がある。外部火災ガイドは、近隣の産業施設等と発電用原子炉施設との距離を、評価上必要とされる危険距離及び危険限界距離以上に確保することを示している。

a. 近隣の産業施設等の火災・爆発等に対する設計方針

申請者は、近隣の産業施設等において想定される火災・爆発に対して算出された危険距離及び危険限界距離を上回る離隔が確保されるとしている。また、近隣の産業施設等の爆発に伴い発生が想定される飛来物については、過去の実績を踏まえた算出方法等によって求められた最大の飛距離を上回る離隔距離が確保されるとしている。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設等の火災・爆発等に対する設計方針について、近隣の産業施設等と発電用原子炉施設との間の距離が、算出された危険距離等を上回るものであること等を確認した。

b. 発電所敷地内の危険物タンク等の火災に対する設計方針

申請者は、発電所敷地内の危険物タンク等による火災を想定し、輻射強度を算出している。その上で、設計対処施設のうち建物について、算出された輻射強度に対し、建物の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

また、設計対処施設のうち屋外の施設については、危険物タンク等による火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計すると

している。

敷地内の変圧器（主変圧器）については、変圧器本体の火災を想定した場合の輻射強度に対して建物の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

規制委員会は、申請者による発電所敷地内の危険物タンク等による火災に対する設計方針が、算出された輻射強度を用いて外壁温度を評価し、建物の外壁温度を許容値以下とするものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による近隣の産業施設等の火災・爆発に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、算出された危険距離及び危険限界距離等に対して、必要な離隔を確保すること並びに算出された輻射強度による外壁温度が許容値以下となること等により、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

（３）発電所敷地内における航空機落下による火災

外部火災ガイドは、航空機落下による火災に対して安全施設の安全機能が損なわれないよう防護設計を行うために、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。

申請者は、以下のとおり本発電所敷地内における航空機落下による火災を設定した上で、設計方針を策定している。その際、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している。

① 発生を想定する発電所敷地内における航空機落下による火災の設定等

外部火災ガイドは、航空機落下による影響の評価について、落下を想定する航空機の条件及び落下地点の設定方法、輻射強度の算定方法を示している。

申請者は、航空機落下事故の最新の事例及び機種による飛行形態の違いを基に、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。また、航空機の種類ごとの落下確率に関するデータを基に、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設定し、その中で設計対処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。なお、落下事例がない航空機については、保守的に落下事故の発生件数を0.5件としている。

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設計対処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。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上となる範囲が設定されていること、搭載された全燃料が燃焼した場合を想定していること、その上で輻射強度が最大となる航空機の種類と落下地点を想定することにより、航空機落下による火災が保守的に設定されていることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災の設定について、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

② 航空機落下による火災に対する設計方針

発生を想定する発電所敷地内における航空機落下による火災の設定等に基づき、外部火災防護対象施設に対する設計方針を策定する必要がある。

申請者は、航空機落下による火災を想定した場合について輻射強度を算出している。その上で、設計対処施設のうち建物について、算出された輻射強度に対し、建物の外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないよう設計するとしている。

また、設計対処施設のうち屋外の施設については、航空機落下による火災に伴う温度上昇により機能が損なわれないよう設計するとしている。

さらに、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について、同様に建物の外壁温度を評価し、離隔距離を確保することにより、外壁温度が許容値を下回り、かつ、建物内の温度上昇により建物内部の外部火災防護対象施設の機能が損なわれないように設計するとしている。

規制委員会は、申請者による航空機落下による火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機火災の設定において発電所敷地内の危険物タンク等による火災との重畳を考慮し、より厳しい火災に対する輻射強度が算出されていること、算出された輻射強度を用いて外壁温度を評価し、建物の外壁温度を許容値以下とするものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による航空機落下火災に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、当該火災が保守的に評価された上で策定されていることを確認した。

(4) 二次的影響

外部火災による二次的影響に対して、安全施設の安全機能が損なわれないように、発生を想定する二次的影響を適切に考慮した上で、その二次的影響に対する設計方針について策定する必要がある。外部火災ガイドは、考慮すべき二次的影響として、ばい煙、有毒ガス、爆風等による影響等を示している。

申請者は、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。

なお、爆風等による影響については、「(2) 近隣の産業施設の火災・爆発」において記載している。

これら二次的影響に対する設計として、外気を取り入れる設計対処施設については、ばい煙に対して、フィルタにより一定以上の粒径のばい煙粒子を捕獲すること等により、機能が損なわれないよう設計するとしている。

さらに、中央制御室の居住性を確保する必要がある場所は、ばい煙及び有毒ガスに対して、外気を遮断するため換気空調系の系統隔離運転モード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影響評価を実施し、居住性を確保する設計方針としている。

規制委員会は、申請者による外部火災の二次的影響に対する設計方針が、外部火災ガイドを踏まえたものであることを確認した。

Ⅲ－４．２．４ その他自然現象に対する設計方針

発電用原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他自然現象によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で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のうち、その他自然現象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、その他自然現象に対して防護すべき施設を「Ⅲ－４．２．１ 竜巻に対する設計方針」等と同様に安全重要度分類のクラス１及びクラス２に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス３に属する構築物、系統及び機器とし、以下のとおり設計するとしている。

なお、建物による防護が期待できる場合は、建物を設計上対処する施設としている。

1. 風（台風）に対しては、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。
2. 降水に対しては、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排水口及び構内排水路を設置して海域に排水するとともに浸水防止のための建物止水処置を行う設計とする。
3. 落雷に対しては、JEAG4608等の民間規格に基づき、雷撃電流値を設定し、これに対し避雷針、接地網等を設置するなど雷害防止対策を行う設計とする。
4. 生物学的事象に対しては、クラゲ等の発生を考慮して原子炉補機冷却系の海水系等に除じん装置及び海水ストレーナを設ける設計とする。小動物の侵入に対して屋外設備の端子箱貫通部の閉止処置等を行う設計とする。
5. 凍結に対しては、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、屋外設備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。
6. 積雪に対しては、本発電所近隣の気象観測所で観測された月最深積雪の最大となる積雪量から積雪荷重を設定し、これに対し機械的強度を有する設計とする。
7. 地滑り・土石流に対しては、斜面からの離隔を確保し、地滑りのおそれがない位置に設置する設計とする。
8. 洪水に対しては、本発電所の敷地付近には佐陀川及び宍道湖があるが、敷地の北側は日本海に面し、他の三方は標高150m程度の山に囲まれているため、洪水による被害を受けないことから、設計上考慮する必要はない。

規制委員会は、申請者の設計方針が、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

1. 風（台風）については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の風速を考慮して風荷重を設定し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、風（台風）に対する防護対策は、「Ⅲ－4. 2. 1 竜巻に対する設計方針」に包絡される。
2. 降水については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の降水量を考慮し、これに対して構内排水設備等を設計するとしていること。なお、降水に対する防護対策は、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等（第9条関係）」に包絡される。
3. 落雷については、信頼性のある過去の記録等を調査し、安全施設への影響として考えられる最大の雷撃電流値を考慮し、これに対して避雷針、接地網等を

- 設計するとしていること。
4. 生物学的事象については、個々の生物学的事象に対してそれぞれ防護措置をとる方針としていること。
 5. 凍結については、信頼性のある過去の記録を調査し、安全施設への影響として考えられる最低気温を考慮し、これに対して凍結防止対策を行う方針としていること。
 6. 積雪については、信頼性のある過去の記録等を調査し、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し、これに対して機械的強度を有する方針としていること。なお、積雪に対する防護対策は、地震及び火山の影響による設計荷重の評価に包絡される（地震については「Ⅲ－1 地震による損傷の防止（第4条関係）」、火山の影響については「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」）。
 7. 地滑り・土石流については、斜面からの離隔を確保し、地滑りのおそれがない位置に設置する方針としていること。
 8. 洪水については、佐陀川及び宍道湖と本発電所周辺の地形状況から判断して、洪水による被害を受けないとして設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。

Ⅲ－4. 2. 5 その他人為事象に対する設計方針

発電用原子炉施設の設計に当たっては、設計上考慮すべきその他人為事象によって、安全施設の安全機能が損なわれないよう設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－4. 1 外部事象の抽出」の2. で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のうち、その他人為事象については、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。

1. 船舶の衝突については、一般航路は本発電所から離隔距離が確保されている。また、小型船舶が本発電所近傍で漂流した場合でも、深層から取水することにより取水機能が損なわれるような閉塞は生じない設計とする。船舶の座礁により重油流出事故が発生した場合は、オイルフェンスを設置する措置を講じる。
2. 電磁的障害については、安全保護系に対し、電磁的障害による影響を受けない設計とする。
3. 飛来物（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、約 8.4×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないため、航空機落下による防護については、設計上考

慮する必要はない。

4. 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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、以下のとおり、安全施設の安全機能が損なわれないようにするものであることを確認した。

1. 船舶の衝突に対しては、本発電所周辺の航路や船舶漂流等の可能性も踏まえた対策を講じるとしていること。
2. 電磁的障害に対しては、計測制御回路を構成する機器に電磁波侵入防止対策を講じるとしていること。
3. 飛来物（航空機落下）に対しては、最新の航路、飛行実績等の情報を踏まえて航空機落下確率を評価し、防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えていないことから、設計上考慮する必要はないとしていることは合理性があること。
4. ダムの崩壊に対しては、本発電所周辺に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は合理性があること。

Ⅲ－４．３ 自然現象の組合せ

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する必要がある。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る必要がある。

その上で、その組合せによる影響（地震と津波に係る影響は「Ⅲ－１ 地震による損傷の防止（第４条関係）」及び「Ⅲ－３ 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設計する必要がある。

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」の１．で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に地震及び津波を加えたものから、「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を除いた事象について、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。

この組合せが発電用原子炉施設に与える影響について、①個々の自然現象の設計に包絡されている、②自然現象を組み合わせた場合でも、個々の自然現象が発電用原子炉施設に与える影響より増長しない、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。

その結果、上記の①から③まで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としている。また、①から③まで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、「地滑り・土石流及び風（台風）」及び「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よう設計するとしている。

規制委員会は、申請者による自然現象の組合せが、安全施設に与える影響を考慮して検討されていること、また、自然現象の組合せが安全施設に与える影響については、安全機能が損なわれないようにするとしていることを確認した。

なお、設計上考慮すべき自然現象の組合せのうち、「火山の影響、風（台風）及び積雪」に対する設計方針については、「Ⅲ－4. 2. 2 火山の影響に対する設計方針」において記載している。

Ⅲ－4. 4 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

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（組合せを含む。）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り、それぞれの因果関係や時間的変化を踏まえて、適切に組み合わせる必要がある。

申請者は、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。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よう設計する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。また、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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、当該自然現象によって設計基準事故が発生しないものであること、また、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力と設計基準事故時の荷重を適切に組み合わせるものであることを確認した。

Ⅲ－５ 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第7条関係）

第7条の規定は、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、爆発性又は易燃性を有する物件等が不正に持ち込まれること及び不正アクセス行為のそれぞれを防止するための設備を設けることを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するための区域を設定し、その区域を人の侵入を防止できる障壁により防護し、巡視、監視等を行うことにより人の侵入防止及び出入管理が行える設計とする。
2. 発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件等の持込み（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込みを含む。）が行われることを防止するため、持込み点検が可能な設計とする。
3. 発電用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。
4. これらは、核物質防護対策の一環として実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、核物質防護対策として上記の対策1. から3. を講じるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－６ 火災による損傷の防止（第8条関係）

第8条の規定は、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、早期に火災を感知及び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が損なわれないように消火設備を設計することを要求している。

このため、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

1. 火災区域又は火災区画の設定
2. 火災防護計画を策定するための方針
3. 火災の発生防止に係る設計方針
4. 火災の感知及び消火に係る設計方針
5. 火災の影響軽減に係る設計方針
6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、火災防護基準にのっとり、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 火災区域又は火災区画の設定

第8条第1項の規定は、設計基準対象施設に対し、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措置を講ずることを要求している。

また、火災防護基準は、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に、火災区域又は火災区画を設定することを要求している。

申請者は、設計基準対象施設について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措置を講ずるとしている。

その上で、火災によってその安全機能が損なわれないことを確認する施設を安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。

火災から防護する対象（以下本節において「防護対象設備」という。）については、上記構築物、系統及び機器の中から、原子炉を安全に停止する（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。以下本節において同じ。）ために必要な安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器として、クラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス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。

これらの抽出した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構築物、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築物、系統及び機器（以下本節において「安全機能を有する機器等」という。）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、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するとしている。

なお、設計基準対象施設については、消防法、建築基準法等に基づく火災防護対策を行うとしている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針が、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、安全機能の重要度を踏まえたもので

あることを確認した。また、安全機能を有する機器等を設置する場所を、火災区域又は火災区画として設定する方針としていることを確認した。

2. 火災防護計画を策定するための方針

火災防護基準は、火災防護対策を実施するために必要な手順、機器、体制等を定める火災防護計画を策定することを要求している。

申請者は、火災防護対策を適切に実施するため、以下の方針で火災防護計画を定めるとしている。

- (1) 発電用原子炉施設全体を対象とする。
- (2) 安全機能を有する機器等を火災から防護するため、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれの目的を達成するための火災防護対策について定める。
- (3) 火災防護計画を実施するために必要な手順（可燃物の持込管理、火気作業管理等に係るものを含む。）、機器、組織体制を定める。

規制委員会は、申請者による火災防護計画を策定する方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

3. 火災の発生防止に係る設計方針

火災防護基準は、発電用原子炉施設に対して火災の発生を防止するための対策を講じること、安全機能を有する機器等に対して不燃性材料又は難燃性材料、難燃ケーブルを使用すること、並びに発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器に対して自然現象によって火災が発生しないように対策を講じることがを要求している。

(1) 発電用原子炉施設における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 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、以下を考慮した設計とする。
 - a. 発火性又は引火性物質の漏えいやその拡大の防止
 - b. 発火性又は引火性物質を内包する設備との離隔距離等の確保
 - c. 火災区域の換気
 - d. 防爆型の電気・計装品の使用及び電気設備の接地
 - e. 発火性又は引火性物質の貯蔵量の制限

- ② 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設計とする。
- ③ 火災区域には、可燃性の微粉が発生する設備を設置しない設計とする。
- ④ 発電用原子炉施設には、火花が発生する設備等を金属製の筐体に収納する等の対策を行い発火源となる設備を設置しない設計とする。
- ⑤ 水素が発生又は漏えいするおそれがある火災区域においては、換気設備を設置する。また、水素の漏えいを検知し中央制御室に警報を発するよう対策を講じる設計とする。
- ⑥ 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のある場所には、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）」等に基づき、水素の蓄積を防止する設計とする。
- ⑦ 発電用原子炉施設は、電気系統の過電流による過熱、焼損の防止等の対策を講じる設計とする。

規制委員会は、申請者による発電用原子炉施設における火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

（２）安全機能を有する機器等における火災の発生防止

申請者は、以下のとおり対策を講じるとしている。

- ① 機器等及びそれら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。
- ② 建物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。
- ③ 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。
- ④ 換気設備のフィルタは、チャコール・フィルタを除き難燃性材料を使用する。
- ⑤ 保温材は、不燃性材料を使用する。
- ⑥ 建物内装材は、不燃性材料を使用する。

規制委員会は、申請者による安全機能を有する機器等における火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(3) 自然現象による発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生防止

申請者は、「Ⅲ－４．１ 外部事象の抽出」において抽出された自然現象のうち、火災区域内において火災を発生させるおそれのあるものとして、地震と落雷を想定している。その上で、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、発電用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物等への避雷設備の設置及び接地網の敷設を行うとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、自然現象により発電用原子炉施設内の構築物、系統及び機器における火災の発生を防止するものであり、火災防護基準の規定にのっとっていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の発生防止に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

4. 火災の感知及び消火に係る設計方針

火災防護基準は、火災感知設備及び消火設備について、早期の火災感知及び消火を行える設計とすることを要求している。また、これらの火災感知設備及び消火設備は、地震等の自然現象に対して機能及び性能を維持すること、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、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消火設備を設計することを要求している。

(1) 火災感知設備

申請者は、火災感知設備について、以下の設計方針としている。

- ① 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。
- ② 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て設置するとともに、火災の発生場所を特定することができるものとする。
- ③ 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方式（以下

「アナログ式」という。)の火災感知器を使用する。

- ④ 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とともに、必要に応じて非常用電源に接続する設計とする。
- ⑤ 火災感知設備の作動状況が中央制御室で監視できるものとする。
- ⑥ 赤外線感知機能を備えた監視カメラシステムを用いる場合は、死角となる場所がないように当該システムを設置する。
- ⑦ 発火源がなく、さらに可燃物を置かない運用とすることで火災を発生させない火災区域又は火災区画は、火災感知器を設置しない。
- ⑧ 原子炉格納容器内では、通常運転時に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはなく、火災感知器を設置する必要はない。原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間は、アナログ式である熱感知器及び煙感知器により火災を感知する。通常運転時は比較的溫度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、当該感知器については、窒素封入後中央制御室から遠隔操作により電源を切り、運転停止後に交換する運用とする。

規制委員会は、申請者による火災感知設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

ただし、一部の火災区域又は火災区画については、アナログ式の火災感知器では有効に機能しないことから、環境を考慮し、以下の①から③までの火災感知器を組み合わせることで設置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。

- ① 海水ポンプエリアは屋外であることから、降水等の浸入による火災感知器の故障に伴う誤作動を防止するため、屋外仕様のアナログ式の熱感知カメラ（赤外線方式）及びアナログ式でない炎感知器（赤外線方式）を設置する。A－非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア、ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク設置区域は、屋外にあることで火災による煙が周囲に拡散し、煙感知器による火災感知が困難であること並びに発火性又は引火性の雰囲気形成のおそれがあることから、屋外仕様の防爆型のアナログ式でない熱感知器及び炎感知器（赤外線方式）を設置する。B－非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプエリア及びB－非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチは、格納槽内にあること並びに発火性又は引火性の雰囲気形成のおそれがあることから、防爆型のアナログ式でない煙感知器及び熱感知器を設置する。

- ② 水素等により発火性の雰囲気形成の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、防爆型のアナログ式でない熱感知器及びアナログ式でない煙感知器を設置する。
- ③ 放射線量が比較的高い火災区域又は火災区画（原子炉格納容器を除く。）では、放射線による故障に伴う誤作動が生じる可能性があるためアナログ式でない熱感知器を設置するとともに、当該区画とは別の区画で感知可能なアナログ式の煙感知器（煙吸引式）を設置する。

（２）消火設備

申請者は、消火設備について、以下の設計方針としている。

① 煙の充満又は放射線の影響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の設計方針

原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画のうち、火災時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるおそれのある火災区域には、自動消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。ただし、放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画であって、火災が発生しても煙が大気に放出され充満するおそれがない火災区域若しくは火災区画、可燃物がほとんどなく煙が充満しにくい火災区域若しくは火災区画又は運転員が常駐し高感度煙検出設備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若しくは火災区画においては、消火器等で消火する。

また、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のうち、火災時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となるおそれがある火災区域には、自動起動の消火設備又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置する。ただし、放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域であって、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。

② 消火用水供給系の多重性又は多様性の確保

消火用の水源は、補助消火水槽 2 基、44m 盤消火タンク 2 基、45m 盤消火タンク 2 基、サイトバンカ建物消火タンク 2 基、50m 盤消火タンク 2 基とし、水道水系とは共用しない。消火ポンプは、各消火系につき、電動機駆動消火ポンプを 2 台ずつ設置する。

③ 消火設備の系統分離に応じた独立性の確保

系統分離を行うために設けられた複数の火災区域又は火災区画に設置するガス消火設備等は、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、同時に消火機能を失うことがないようにする。

④ 火災に対する二次的影響の考慮

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機器等に及ばない設計とする。

⑤ 消火設備の電源確保

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、非常用電源から受電する若しくは蓄電池を有する設計又は電源が不要な設計とする。

⑥ その他

上記①から⑤に加えて、以下の対策を講じる。

- a. 消火剤及び消火用水の確保
- b. 移動式消火設備の配備
- c. 中央制御室に消火設備の故障警報を発するための吹鳴機能の確保
- d. 火災区域及び火災区画の消火活動を可能とするための消火栓の配置
- e. 固定式ガス消火設備の作動前における退出警報を発するための吹鳴機能の確保
- f. 管理区域内での消火活動による放射性物質を含むおそれがある水の管理区域外への流出防止
- g. 消火活動を行うために必要となる照明の設置

規制委員会は、申請者による消火設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

ただし、燃料プール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。

(3) 地震等の自然現象に対する火災感知設備及び消火設備の機能等の維持

申請者は、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するとしている。

- ① 凍結を防止するために、屋外消火栓は不凍式消火栓を採用する。また、屋外の火災感知設備は -8.7°C の環境下でも使用可能なものとする。
- ② 屋外消火栓を除き、消火設備は屋内設置することとし、外部からの浸水防止対策を講じる。屋外消火栓は風水害の影響を受けないよう機械式を用いる。
- ③ 屋外の火災感知設備は、屋外仕様とした上で、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。
- ④ 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重要度分類のクラスに応じた機能維持ができる設計とし、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安全機能を有する機器等の機能及び性能の維持ができるものとする。
- ⑤ 消火配管は、地上又はトレンチ内に設置し、消火配管接続口は、建物の外部に設置する。消火配管の建物接続部付近は、地盤変位による影響を直接受けないように、当該変位を吸収できる設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(4) 消火設備の破損、誤作動又は誤操作による安全機能への影響

申請者は、消火設備から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設計するとしている。

また、水以外を用いる消火設備として、ハロゲン化物消火剤を用いることとしているが、ハロゲン化物消火剤は電気絶縁性が大きく揮発性も高いことから、消火設備の破損、誤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としている。なお、消火設備からの放水による溢水に対する防護設計については、「Ⅲ－7 溢水による損傷の防止等(第9条関係)」において記載する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっている

ものであることを確認した。

以上のことから、規制委員会は、申請者による火災感知設備及び消火設備の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

5. 火災の影響軽減に係る設計方針

火災防護基準は、原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器について、発電用原子炉施設内のいかなる火災による影響を考慮しても、互いに異なる系統を分離することにより、多重化された系統が同時に機能を喪失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、火災によって運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合にも、原子炉を安全に停止できるように設計することを要求している。

(1) 原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器を設置する火災区域の分離

申請者は、原子炉を安全に停止するための構築物、系統及び機器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、床、天井又は耐火壁（耐火障壁、貫通部シール、防火扉、防火ダンパ）で分離するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離する設計方針としており、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

(2) 原子炉を安全に停止するために必要な構築物、系統及び機器の系統分離

申請者は、発電用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構築物、系統及び機器（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又は制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」といい、これらを総称して「火災防護対象機器等」という。）を防護し、同機器等の相互の系統分離を行うとしている。また、火災防護対象ケーブルの系統分離においては、火災防護対象ケーブルと同じトレイに敷設されるなどにより火災防護対象ケーブルの系統と関連することとなる火災防護対象ケーブル以外のケーブルも当該系統に含め、他系統との分離を行うとしている。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。

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隔壁等により分離する。

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、これらの系統を含む火災区画に火災感知設備及び自動消火設備を設置する。さらに、互いの系統間には仮置きするものを含め可燃性物質を置かない。

③ 1時間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、1時間の耐火能力を有する隔壁等により分離し、かつ、これらの系統を含む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。

規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計方針（中央制御室及び補助盤室のうち制御盤内並びに原子炉格納容器内を除く。）が、火災防護基準の規定にのっとっているものであり、火災耐久試験により耐火性能を確認した隔壁等により互いに異なる系統を分離することを確認した。

ただし、原子炉制御室及び補助盤室のうち制御盤内並びに原子炉格納容器内の区画における影響軽減に係る設計方針については、(3) 及び、(4) 及び (5) で記載している。

(3) 原子炉制御室及び補助盤室の制御盤内における火災の影響軽減対策

申請者は、中央制御室及び補助盤室の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(2)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るとしている。

- ① 中央制御室及び補助盤室の制御盤内において火災が発生した場合であっても、異区分間の系統分離の観点から、近接する他の区分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。

- ② 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、周囲に火災の影響を与えない金属外装ケーブル、難燃ビニル電線、フッ素樹脂電線及び難燃性ポリフレックス電線を使用する。
- ③ 中央制御室及び補助盤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高感度煙検出設備を中央制御室及び補助盤室の制御盤内に設置する。
- ④ 中央制御室制御盤については、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。また、補助盤室制御盤については、中央制御室からの早期の起動が可能な全域ガス消火設備による早期の消火を行う。
- ⑤ 火災の発生箇所の特定ができるようサーモグラフィカメラ等を配備する。
- ⑥ 中央制御室及び補助盤室内の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、現場での操作により原子炉を停止することができるものとする。

規制委員会は、申請者による原子炉制御室及び補助盤室の制御盤内における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、複数の運転員が常駐していることを踏まえ、申請者が上記①から⑥までの対策を講じ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。

(4) 原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策

申請者は、原子炉格納容器内については、機器やケーブルが密集して設置されていることから上記(2)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るとしている。なお、通常運転時は、原子炉格納容器内に窒素が満たされることにより火災が発生するおそれはないとしている。

- ① 火災防護対象機器等は、6m以上の水平距離を確保することが困難である箇所については、可能な限り離隔を確保した上で、火災の延焼や火災からの影響を抑制するため金属製の蓋付ケーブル・トレイ等で覆う。
- ② 電気盤又は油を内包した機器は、金属製の筐体又は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。
- ③ 火災源となり得る油を内包した機器は、堰等により油が漏れた場合でも拡大しないように設計する。
- ④ 原子炉格納容器内は、可燃物の持込み管理を行う。

- ⑤ 原子炉起動時において原子炉格納容器内に窒素が満たされるまでの間の監視のために、アナログ式である熱感知器及び煙感知器を設置する。なお、通常運転時は比較的溫度及び線量が高くなり、故障するおそれがあることから、運転停止後に交換する運用とする。
- ⑥ 原子炉起動時に原子炉格納容器内で火災が発生した場合は、消防要員又は運転員（以下「消防要員等」という。）の進入が困難なため、速やかに原子炉を停止すること。その上で、原子炉格納容器内への窒素注入を継続し、窒息消火を行う運用とする。

規制委員会は、申請者による原子炉格納容器内における火災の影響軽減対策が、火災防護基準に規定している対策と同一ではないものの、通常運転時には窒素が充填されることにより火災が発生するおそれはないことを踏まえ、申請者が上記①から⑥までの対策を講じ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。

（５）その他の影響軽減に対する設計上の考慮

申請者は、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、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、中央制御室の火災発生時の煙を排気するために建築基準法に準拠した容量の排煙設備を配備すること、油タンク付近の火災により油タンク内で発生するガスを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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、火災防護基準の規定にのっとったものであることを確認した。

（６）火災影響評価

申請者は、火災による影響を考慮しても安全機能が失われない設計とするとし、評価に当たっては、「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も異常状態を収束できることを確認するとしている。

規制委員会は、申請者が、火災により運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生したとしても設計基準事故等を収束できるよう設計するとしていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による火災の影響軽減に係る設計方針が、火災防護基準の規定にのっとっているものであることを確認した。

6. 特定の火災区域又は火災区画における対策の設計方針

火災防護基準は、上記1. から5. までの項目に加え、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じた設計とすることを要求している。

申請者は、以下のとおりとしている。

- (1) 中央制御室及び補助盤室の下にあるケーブル処理室は、全域ガス自動消火設備により消火する設計とするが、消防要員等による消火活動のため2箇所^①の入口を設置する設計とする。また、ケーブル・トレイ間は分離した設計とする。
- (2) 電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。
- (3) 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は設置しない設計とする。蓄電池室の換気空調設備は、水素ガスの排気に必要な換気量以上となるように設計するとともに、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。
- (4) ポンプ室には、煙を排気するための可搬型の排煙装置を設置できる設計とする。
- (5) 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。また、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。
- (6) 使用済燃料貯蔵設備及び新燃料貯蔵設備は、消火水が入ったとしても臨界にならないように、燃料の配置及びラックの材料を考慮することにより、水中において未臨界となるよう設計する。
- (7) 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、排気筒に繋がる換気空調設備のダンパを閉止し隔離できるように設計する。放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、濃縮廃液、チャコール・フィルタ及びHEPA フィルタは、固体廃棄物として処理を行うまでの間、金属製の

容器や不燃シートに包んで保管する設計とする。崩壊熱による火災の発生を考慮する必要がある放射性物質を貯蔵しない設計とする。

規制委員会は、申請者による特定の火災区域又は火災区画における火災防護対策の設計方針が火災防護基準の規定にのっとっており、安全機能を有する機器等それぞれの特徴を考慮した対策を講じるものであることを確認した。

Ⅲ－７ 溢水による損傷の防止等（第9条関係）

第9条第1項の規定は、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。また、同条第2項の規定は、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、配管その他の設備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、以下の項目について審査を行った。

1. 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針
2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針
3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針
4. 防護対象設備を防護するための設計方針
5. 取水槽海水ポンプエリアの防護対象設備を防護するための設計方針
6. 溢水防護区画を内包する建屋外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針
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
8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 溢水に対し防護すべき設備を抽出するための方針

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必要がある。このため、溢水に対して防護すべき設備（以下本節において「防護対象設備」という。）を抽出する方針が示されることが必要である。

申請者は、溢水によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を、安全重要度分類のクラス1、クラス2及びクラス3に属する構築物、系統及び機器としている。その上で、防護対象設備として上記構築物、系統及び機器の中から、原子炉の高温停止、低温停止の達成及び維持、放射性物質の閉じ込め機能の維持並びに燃料プールの冷却機能及び給水機能の維持のために必要なクラス1及びクラス2に属する構築物、系統及び機器に加え、安全評価上その機能を期待するクラス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。

なお、溢水によって機能が損なわれない静的機器、動作機能を損なってもそのまま機能を維持できる弁等の機器及び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機能を維持できる機器並びに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については、溢水による影響評価の対象としない方針としている。

規制委員会は、申請者による防護対象設備を抽出するための方針について、安全機能を有する全ての設備を検討対象とした上で、それらの中から、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貯蔵槽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抽出するものであることを確認した。

2. 溢水源及び溢水量を設定するための方針

防護対象設備を防護するため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（以下「破損による溢水」という。）、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「消火水等の放水による溢水」という。）及び地震による機器の破損等により生じる溢水（以下「地震による溢水」という。）を含む発電用原子炉施設内における溢水を想定し、溢水源及び溢水量を設定する方針が示されることが必要である。

申請者は、発電用原子炉施設内で発生する溢水として、（1）破損による溢水、（2）消火水等の放水による溢水、（3）地震による溢水及び（4）その他の要因による溢水を想定している。

(1) 破損による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、単一の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。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。ここで、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。）を乗じて設定するとしている。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、高エネルギー配管については応力評価の結果に応じて完全全周破断又は貫通クラックを、低エネルギー配管については貫通クラックを設定する方針としている。

なお、想定する機器の破損箇所は防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とするとしている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については全ての高エネルギー配管及び低エネルギー配管を対象として破損を想定する配管を抽出した上で単一の破損を設定する方針としていることを確認した。また、溢水量については操作時間を踏まえた隔離時間や漏水量が最大となる破損位置等を検討の上、保守性を有するよう設定する方針としていることを確認した。

(2) 消火水等の放水による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、消火設備（「Ⅲ－6 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ものを含む。以下本節において同じ。）からの放水を溢水源として設定している。溢水量の算出に当たっては、単位時間当たりの放水量と放水時間から溢水量を設定する方針としている。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いる。

なお、消火設備のうちスプリンクラについては、防護対象設備が設置される区画にスプリンクラは設置しないことから、溢水源として想定しないとしている。また、消火設備以外の溢水源として原子炉格納容器スプレイを想定した上で、単一故障による誤作動が発生しないよう設計上考慮されていることから、誤作動による溢水は想定しないとしている。

規制委員会は、申請者による溢水源及び溢水量の設定が、溢水源については火災発生時の消火設備からの放水とする設計方針としていること、溢水量については保守性を有するよう設定する設計方針としていることを確認した。

(3) 地震による溢水

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、基準地震動による地震力により本発電所内で発生する溢水を想定している。

具体的な溢水源として、基準地震動による地震力に対して耐震性が確保される機器以外の機器であって流体を内包する配管及び容器並びにスロッシングにより溢水する可能性がある燃料プール等の設備を想定している。

地震時には機器の破損が複数箇所と同時に発生する可能性があることから、漏えい検知等による自動隔離機能に期待する場合を除き隔離による漏えい停止には期待しないとしている。

溢水量の算出に当たっては、配管の破損により生じる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。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想定している。

なお、想定する機器の破損箇所は、防護対象設備への溢水影響が最も大きくなる位置とするとしている。

燃料プール等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当該プール等の外への漏えい量としている。

規制委員会は、申請者が、溢水源については、基準地震動による地震力に対する評価を行った上で、耐震性が確保される機器以外の機器であって流体を内包する配管、容器その他の設備の全てを対象とする方針としていること、また、溢水量の設定においては、自動隔離機能に期待する場合に限り隔離時間を考慮する方針としていることを確認した。

また、規制委員会は、申請者がスロッシングによる溢水量について、評価条件を保守的に設定するとともに実績のある解析プログラムを使用する方針としていることを確認した。

(4) その他の要因による溢水

申請者は、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損、降水、地下水、機器の誤作動その他の要因による溢水を想定している。

規制委員会は、申請者が上記の（１）から（３）以外の要因による溢水についても設定する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水評価において本発電所の状況を踏まえた検討を行った上で、溢水源を網羅的に想定し、保守的な溢水量の設定を行う方針としていることを確認した。

3. 溢水防護区画及び溢水経路を設定するための方針

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が示されることが必要である。

（１）溢水防護区画の設定

申請者は、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防護対象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。

規制委員会は、申請者が防護対象設備が設置されている場所並びに中央制御室及び現場操作が必要な防護対象設備へのアクセス通路を対象に、壁、扉、堰、床段差等によって溢水防護区画を設定する方針であることを確認した。

（２）溢水経路の設定

申請者は、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（水密扉を除く。）等からの流入又は流出について溢水経路を設定する方針としている。ただし、消火活動時など、溢水時に水密扉の開放が想定される場合は、当該扉を溢水経路として設定するとしている。

溢水影響を軽減することを期待する壁、堰、床段差等については、基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し健全性を維持できる設計とするとともに、水密扉の閉止等の運用を含め、これらの設計を維持するための保守管理を適切に実施するとしている。また、火災により貫通部の止水機能が損なわれる場合には、当該貫通部からの消火水の流入を考慮するとしている。なお、溢水経路上の溢水防護区画の水位評価においては、当該区画内で発生する溢水は他区画への流出を想定しないこと及び当該区

画外で発生する溢水は当該区画への流入が最も多くなるよう保守的に条件設定することとしている。

規制委員会は、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画の水位が最も高くなるように行われる方針としていること、また、溢水経路上の壁、水密扉、堰等に溢水影響の軽減又は止水機能を期待する場合は、基準地震動や火災等に対して当該機能が維持されることを評価するとともに、それらを維持するための保守管理や運用を適切に実施する方針としていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者による溢水防護区画の設定が防護対象設備が設置されている場所及び当該場所へのアクセス通路を対象になされる方針であることを確認した。また、申請者による溢水経路の設定が、溢水防護区画の水位が最も高くなるような保守的な条件でなされる方針であることを確認した。

4. 防護対象設備を防護するための設計方針

防護対象設備は、破損による溢水、消火水等の放水による溢水、地震による溢水及びその他の要因による溢水に関して、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方針であることが必要である。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ついては、環境条件等を考慮しても、アクセス性が失われない設計方針であることが必要である。

さらに、使用済燃料貯蔵槽内の水が地震に伴うスロッシングによって漏えいしても、当該貯蔵槽に対し冷却及び給水ができる方針であることが必要である。

(1) 没水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、没水による影響について評価した上で、溢水により溢水防護区画に滞留する水の水位（以下「溢水水位」という。）が、流入状態、溢水源からの距離、没水域での人員のアクセス等による水位変動を考慮しても、防護対象設備の機能が損なわれるおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を上回らないこと又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計することとしている。

なお、没水により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作（自動又は手動）又は現場操作により溢水箇所を隔離する。
- b. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。
- c. 壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。
- d. 上記に加え、その他の要因による溢水のうち機器の誤作動等による溢水については、漏えい検知システム等による溢水の発生の早期検知を行う。

② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備の機能喪失高さが溢水水位を十分な裕度を持って上回るよう、設備設置高さをかさ上げする。
- b. 防護対象設備の周囲に浸水防護堰を設置する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、防護対象設備ごとに現場の設置状況を踏まえて機能喪失高さを評価した上で、水位変動等を考慮した溢水水位が防護対象設備の機能喪失高さを上回らないように設置すること、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に没水により機能が損なわれない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、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流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

(2) 被水の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、被水による影響として、溢水源からの飛散による被水及び天井面等の開口部や貫通部からの被水による影響を評価している。

その上で、これら被水による影響について、被水試験等により確認された防滴機能を有していること若しくは防護対象設備に対して保護カバー等による被水対策を実施すること又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を同時に被水影響が及ばない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計している。

なお、被水により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対して耐震性を確保し、又は補強工事等により発生応力を低減する。
- b. 壁、水密扉、堰等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。
- c. 溢水防護区画内の火災に対しては、原則として水消火以外の消火手段を採用することとし、水消火を行う場合には、防護対象設備に対して不用意な放水を行わない運用とする。

② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備を被水試験等により確認された防滴機能を有しているものにする。
- b. 防護対象設備に対して保護カバー等による被水防護対策を実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、防護対象設備を被水試験等により確認された防滴機能を有しているものにする事又は防護対象設備に対して保護カバー等による被水対策を実施すること、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に被水影響が及ばない別区画に設置することで安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、被水により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

(3) 蒸気放出の影響に対する設計方針

申請者は、溢水ガイドを踏まえ、蒸気影響として、溢水源からの漏えい蒸気の直接噴出及び拡散による影響を受ける範囲内にある防護対象設備への影響を評価している。その上で、これら蒸気影響について、防護対象設備が耐蒸気仕様を有すること又は多重性若しくは多様性を有する防護対象設備を同時に蒸気影響が及ばない別区画に設置することにより安全機能が損なわれないように設計するとしている。また、蒸気影響により安全機能が損なわれるおそれがあると評価された場合には、溢水源若しくは溢水経路又は防護対象設備に対して以下の対策を行う方針としている。

なお、申請者は、溢水源となり得る主蒸気隔離弁漏えい制御系配管を撤去し、主蒸気第3弁の弁閉止機能を廃止するが、当該弁は原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離機能等を有している弁ではないことから、本変更に伴う安全機能への影響はないとしている。

① 溢水源又は溢水経路に対する対策

- a. 溢水源とならぬよう、想定する溢水源に対して、基準地震動による地震力に対する耐震性の確保又は補強工事等により発生応力を低減する。
- b. 壁、水密扉等による溢水防護区画への流入防止対策を行う。
- c. 溢水源となる系統を溢水防護区画外の元弁で閉止する。

② 防護対象設備に対する対策

- a. 防護対象設備を蒸気暴露試験又は机上評価により蒸気影響に対して耐性を有しているものにする。
- b. 防護対象設備に対して蒸気暴露試験等により確認した保護カバー、パッキン等による蒸気防護対策を実施する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、防護対象設備を蒸気暴露試験等により耐性が確認されたものにする、多重性又は多様性を有する防護対象設備については、同時に蒸気影響が及ばない別区画に設置すること、溢水源となり得る主蒸気隔離弁漏えい制御系配管を撤去することで安全機能が損なわれないようにすることを確認した。また、蒸気放出の影響により安全機能が損なわれるおそれがある場合には流入防止等の対策を行うことにより防護対象設備の機能が損なわれないようにすることを確認した。

なお、主蒸気第3弁の弁閉止機能の廃止については、当該弁が隔離機能を有していないことから、廃止による安全機能への影響がないことを確認した。

(4) その他の要因による溢水に対する設計方針

申請者は、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損、降水、地下水の流入等による溢水が溢水防護区画に流入するおそれがある場合には、壁、扉、堰等により溢水防護区画を内包するエリア及び建物内への浸水を防止する設計としている。また、機器の誤作動等による漏えいに対して、漏えい検知システム等による早期検知を可能とし、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。

規制委員会は、申請者が、地震以外の自然現象による屋外タンクの破損等による溢水に対して、壁、扉、堰等により溢水防護区画内への浸水を防止し、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。

(5) アクセス通路の設計方針

申請者は、溢水が発生した場合においても現場操作が必要な設備に対して、アクセス通路の環境の温度及び放射線量並びに溢水水位を考慮しても、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方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、現場操作が必要な設備へのアクセス通路について、環境条件等を考慮しても、アクセス性が失われないものであることを確認した。

(6) 使用済燃料貯蔵槽のスロッシング後の機能維持に関する設計方針

申請者は、燃料プールの冷却及び給水機能の維持に必要な設備の没水、被水及び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、燃料プールが、スロッシング後においても、プール冷却機能及び遮蔽に必要な水位を確保する設計を行う方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、燃料プールのスロッシング後においても燃料プールの冷却及び給水機能が維持されることから、水温を維持し、遮蔽水位を維持できるものであることを確認した。

規制委員会は、申請者による溢水に対する設計方針が、没水、被水及び蒸気放出に対して防護するものであること、アクセス通路のアクセス性を確保するものであること及び燃料プールの機能を維持するものであることを確認した。

5. 取水槽海水ポンプエリアの防護対象設備を防護するための設計方針

取水槽海水ポンプエリアの防護対象設備については、溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針であることが必要である。

申請者は、取水槽海水ポンプエリアの防護対象設備である原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプについて、取水槽海水ポンプエリア内外で生じる溢水に対して安全機能が損なわれない設計方針としている。具体的には、取水槽海水ポンプエリア外で生じる溢水が流入しないようにするために、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る方針としている。当該エリア内で生じる溢

水に対しては、想定される溢水源が、地震により溢水源とならぬよう基準地震動による地震力に対する耐震性を確保する。また、破損による溢水により多重性を有する防護対象設備が同時に機能を損なわないよう別区画に設置し、壁、閉止板等による溢水伝播防止対策を図る方針としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画内外からの溢水に対して壁、閉止板等による溢水伝播防止対策等を図ることを確認した。

6. 溢水防護区画を内包する建屋外で発生した溢水に対する流入防止に関する設計方針

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設計方針であることが必要である。

申請者は、溢水防護区画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物に壁（壁貫通部の止水措置を含む。）、水密扉、堰等の設置等の流入防止対策を講じる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、溢水防護区画を内包する建物外からの溢水経路を特定した上で、それぞれの流入経路に対して流入防止対策を講じるものであることを確認した。

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

第9条第2項の規定は、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、配管その他の設備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ことを要求している。

申請者は、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備の破損等によって放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、溢水経路に壁、扉、堰等による漏えい防止対策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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、建物内の壁、堰等の設置によって、放射性物質を含んだ液体の管理区域外への溢水経路に対策を実施することにより、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものであることを確認した。

8. 溢水によって発生する外乱に対する評価方針

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も安全機能が失われないことを確認するため安全評価指針に基づき安全解析を行うことが必要である。

申請者は、溢水により防護対象設備の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。

規制委員会は、申請者の設計方針が、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考慮しても異常状態を収束できるものであることを確認した。

Ⅲ－8 誤操作の防止（操作の容易性）（第10条関係）

第10条第2項の規定は、安全施設は、容易に操作できるよう設計することを要求している。

申請者は、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。

1. 中央制御室の盤面器具は、系統ごとにグループ化した配列にするとともに、操作器具は、形状や色等の視覚的要素により識別を容易にする設計とする。
2. 現場の弁等については、系統等による色分け及び弁等への銘板取り付けにより識別管理できる設計とする。
3. 中央制御室については、制御盤等の固定、手すりの設置等により、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。
4. 中央制御室等の操作場所は、地震や外部電源喪失等の事象が発生した場合に

においても、操作に必要な環境が維持される設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉制御室や現場で操作する機器等の識別管理等を行うものであること及び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、運転員が安全施設を容易に操作できるようにするものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－９ 安全避難通路等（第１１条関係）

第１１条第３号の規定は、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。

申請者は、以下の設計方針としている。

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、現場作業場所（非常用電気室等）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非常用電源から給電できる作業用照明を設置する設計とする。
2. 作業用照明として、非常用低圧母線から給電できる非常用照明、非常用直流電源から給電できる直流非常灯又は内蔵蓄電池を備えた電源内蔵型照明を設置するとともに、全交流動力電源喪失時に操作が必要な場所には、作業用照明のうち直流非常灯及び電源内蔵型照明を設置する設計とする。
3. 全交流動力電源喪失時又は狭あい部等における作業を実施する場合等を想定し、随時使用可能なように、中央制御室等に電池を内蔵した可搬型照明を備える。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準事故が発生した場合に用いる作業用照明及びその専用の電源を備える方針としていること、また、可搬型照明を時間的余裕も考慮し準備可能とすることにより、昼夜及び場所を問わず作業可能とするものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１０ 安全施設（第１２条関係）

第１２条第２項の規定は、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時間以降又は運転モードの切替時点以降をいう。以下本節において同じ。）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項の規定は、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項の規定は、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いて共用し、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が損なわれ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。

1. 静的機器の多重性
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）

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 静的機器の多重性

第12条第2項の規定は、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、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものに対して、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、及び独立性を確保した設計とすることを要求している。

ただし、想定される静的機器の単一故障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、その単一故障を考慮しなくてもよいとされている。また、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又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る場合は、当該機器に対する多重性の要求は適用しないとされている。

申請者は、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、非常用ガス処理系の配管の一部、中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット並びに残留熱除去系（格納容器冷却モード）の格納容器スプレイ・ヘッダ（サプレッション・チェンバ側）を抽出している。

抽出された設備については、以下のとおり、(1) 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る場合又は(2) 単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合に該当するとしている。

(1) 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る場合

非常用ガス処理系の配管の一部並びに中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットについては、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等が喪失する故障のうち想定される最も過酷な条件となる単一故障として、配管及びダクトについては全周破断を、フィルタ本体については閉塞を想定している。

いずれの単一故障を想定した場合でも、設計基準事故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単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし、長期間の安全機能の評価に当たってその単一故障を考慮しないとしている。

安全上支障のない期間については、故障を確実に除去又は修復するまでの間の周辺公衆の放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回る期間であること及び除去又は修復作業にかかる作業員の被ばくが、緊急時作業に係る線量限度以下とすることができる期間であることとし、2日間としている。

なお、除去又は修復ができない場合であっても、周辺公衆の放射線被ばくが、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回るとしている。

(2) 単一故障を仮定しても代替手段等により安全機能を確保できる場合

残留熱除去系（格納容器冷却モード）の格納容器スプレイ・ヘッダ（サプレッション・チェンバ側）は、安全機能に最も影響を与える単一故障として静的機器である配管一箇所全周破断を仮定したとしても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し、所定の安全機能を維持できる設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、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、静的機器であって長期間の機能維持を期待するものを抽出した上で、以下のとおりとしていることを確認した。

- (1) 申請者が単一故障を **考慮しない仮定しない** とした非常用ガス処理系の配管の一部並びに中央制御室換気系のダクトの一部及び非常用チャコール・フィ

ルタ・ユニットについては、設計基準事故時に、ダクト、配管の全周破断又はフィルタ本体の閉塞を仮定したとしても、放射性物質の漏えいに伴う周辺の公衆に対する被ばくによる実効線量の評価値が、安全評価指針に示された設計基準事故時の判断基準を十分下回るよう安全上支障のない期間内に除去又は修復できるとしていること。

- (2) 申請者が、多重性は必要ないとした残留熱除去系（格納容器冷却モード）の格納容器スプレイ・ヘッダ（サプレッション・チェンバ側）については、配管一箇所の全周破断を仮定した場合であっても、原子炉格納容器の冷却機能を達成し所定の安全機能を維持できることが、安全解析等により適切に確認されていること。

2. 共用又は相互接続

第12条第6項の規定は、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を原則行わないことを要求しており、二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合にのみ認められるとしている。また、同条第7項の規定は、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いて共用又は相互に接続する場合、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないことを要求している。

申請者は、安全施設を重要安全施設とそれ以外の施設に整理した上で、それぞれについて、二以上の発電用原子炉施設において共用又は相互に接続する施設を、以下のとおり抽出している。

重要安全施設のうち、中央制御室については、1号炉及び2号炉で共用するとし、非常用高圧母線については、2号炉と3号炉との間で相互に接続するとしている。非常用低圧母線については、1号炉と2号炉との間及び2号炉と3号炉との間で相互に接続するとしている。また、重要安全施設以外の安全施設のうち、通信連絡設備については、1号炉、2号炉及び3号炉で共用するとしている。復水輸送系、所内蒸気系及び水消火設備については、1号炉と2号炉との間で相互に接続するとしている。

これらの設備については、以下の理由から共用又は相互に接続するとしている。

(1) 重要安全施設

抽出された重要安全施設は、以下の理由により安全性が向上することから、1号炉と2号炉との間で共用又は相互に接続し、2号炉と3号炉との間で相互に接続するとしている。

① 共用

中央制御室は、共用することにより、2号炉の運転員と同じ教育訓練を受け同等の力量を有する1号炉の運転員が、事故時等の補助を円滑に行うことを可能とすることで信頼性が向上すること。

② 相互接続

非常用高圧母線及び非常用低圧母線は、相互に接続するものの通常時は遮断器により電氣的に分離させ、重大事故等発生時には遮断器遮断機を投入することにより、迅速かつ安全に号炉間の電力融通を可能とし、電力供給の更なる多重化を図ることで信頼性が向上すること。

(2) 重要安全施設以外の安全施設

抽出された重要安全施設以外の安全施設に対して、以下の理由から、2号炉の安全性が損なわれないとしている。

① 共用

通信連絡設備は、共用する1号炉、2号炉及び3号炉で同時に通信連絡を行っても支障のない設計とすること。

② 相互接続

復水輸送系は、通常時は連絡弁を施錠閉とすることにより分離し、また、連絡時においても、相互接続部に逆止弁を設けることにより、他の号炉へ影響を及ぼさない設計とすること。

所内蒸気系は、弁を閉操作することにより隔離できる設計とし、また、連絡時においても系統の圧力が各号炉の許容範囲内に収まること。

水消火設備は、相互接続部に逆止弁を設けることにより、他の号炉へ影響を及ぼさない設計とすること。

規制委員会は、申請者による安全施設の共用又は相互接続の設計方針について、重要安全施設である原子炉制御室を共用し、非常用高圧母線及び非常用低圧母線を相互に接続することは、2号炉の安全性が向上すると判断した。また、重要安全施設以外の安全施設である通信連絡設備を共用し、復水輸送系、所内蒸気系及び水消火設備を相互に接続することは、2号炉の安全性を損なわないと判断した。

Ⅲ-11 全交流動力電源喪失対策設備（第14条関係）

第14条の規定は、全交流動力電源喪失（外部電源喪失と設計基準対象施設の非

常用所内交流動力電源喪失の重畳をいう。以下同じ。)に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全な停止、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)確保できるよう設計することを要求している。

申請者は、蓄電池(非常用)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70分間に対し、原子炉を安全に停止し、停止後に冷却し、及び原子炉格納容器の健全性を確保するために必要な設備に8時間以上の電源供給が可能な容量を備えた設計とするとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、重大事故等対処設備からの電力供給が可能となるまでの間、原子炉停止等のために必要な設備に対し電源供給が可能な容量を有する蓄電池(非常用)を備えるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１２ 炉心等(第15条関係)

第15条第6項第1号の規定は、燃料体について、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力等の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする等ことを要求している。

申請者は、燃料体は通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における発電用原子炉内の圧力、自重、附加荷重、核分裂生成物(以下「FP」という。)の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇、熱応力等の荷重に耐える設計とするとしている。

規制委員会は、申請者による炉心等の設計方針が、運転時の異常な過渡変化時における荷重に対しても耐える設計としていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、申請者が本申請以前から運転時の異常な過渡変化時における荷重も考慮した評価を行っていたことは、過去の申請から確認できる。

Ⅲ－１３ 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設(第16条関係)

第16条第2項第2号ニの規定は、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、漏えい検知等)が損なわれないよう設計することを要求している。

同条第3項第1号の規定は、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について、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。同項第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、規制委員会は、以下の項目について審査を行った。

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

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 使用済燃料の貯蔵施設内における重量物落下対策

第16条第2項第2号ニの規定は、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設計することを要求している。

申請者は、使用済燃料の貯蔵施設内において落下のおそれがある重量物を抽出した上で、使用済燃料の貯蔵施設の機能を損なうおそれがある重量物の落下を防止できるよう、以下の設計方針としている。

(1) 落下のおそれがある重量物の抽出

落下時に燃料プールの機能に影響を及ぼす重量物については、燃料プール周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下のおそれが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チャンネルボックスを取り付けた燃料集合体の落下エネルギー以上となる設備等を抽出している（原子炉建物の構造物、燃料取替機及び原子炉建物天井クレーン）。

(2) 抽出された各重量物に対する設計又は運用に関する方針

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。

- ① 原子炉建物の構造物については、基準地震動による地震力に対して燃料プール内への落下を防止できるように設計する。
- ② 燃料取替機については、基準地震動による地震力に対して、**燃料取替機本体クレーン本体**、脱線防止装置及び走行レールに発生する荷重により生じる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計

する。

- ③ 原子炉建物天井クレーンについては、基準地震動による地震力に対して、クレーン本体及び脱線防止装置に発生する荷重により生じる応力が許容応力以下となるように、吊荷の重量を考慮し保守的に設計する。また、重量物の移送時には、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燃料プールに落下しない設計とする。さらに使用済燃料輸送容器をキャスクピット上で取り扱う場合は、落下物とならないよう運用上の措置を講ずる。

規制委員会は、申請者の設計方針が、現場状況及び作業実態を調査した上で、当該貯蔵施設の機能に影響を与えないことが既に確認されているチャンネルボックスを取り付けた燃料集合体の落下時のエネルギーと比べてその値が大きい物を、落下によって使用済燃料の貯蔵施設の機能を損なうおそれがある重量物として抽出し、それぞれの重量物に対して落下を防止するものであることを確認した。

2. 使用済燃料貯蔵槽を監視する機能の確保

第16条第3項第1号の規定は、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について、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要求している。また、同項第2号の規定は、外部電源が利用できない場合においても、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であることを要求している。

申請者は、燃料プールの水位及び水温、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するとしている。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、燃料プールの水位及び水温、燃料取扱場所の放射線量を監視できるように設計するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、使用済燃料貯蔵槽を監視するために必要なパラメータとして、放射線量に加え、水位及び水温についても、異常の検知や原子炉制御室における監視を可能とし、外部電源喪失時においても監視を可能とするものであることを確認した。

Ⅲ－１４ 原子炉冷却材圧力バウンダリ（第１７条関係）

第１７条の規定は、発電用原子炉施設には原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器を設けることを要求している。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、通常時及び設計基準事故時ともに閉となるべきにもかかわらず、通常時又は設計基準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、原子炉冷却材圧力バウンダリ（クラス１機器）とすることとしている。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある通常時閉及び設計基準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。
2. 通常時閉及び設計基準事故時閉となる弁を有する接続配管のうち、弁の施錠管理を行うことにより開とならない運用とする場合は、原子炉側からみて、第１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。
3. 原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管については、原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる負荷に耐えるとともに、瞬間的破壊が生じないよう十分なじん性を有する設計とする。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。
4. 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については、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。また、クラス１機器としての供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管を抽出することとしていること、当該機器及び配管をクラス１機器として位置付けるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１５ 安全保護回路（第２４条関係）

第２４条第６号の規定は、安全保護回路は不正アクセス行為等による被害を防止できるよう設計することを要求している。

これに対し、申請者は、以下の設計方針としている。

1. 安全保護系のデジタル計算機は、盤の施錠等により、ハードウェアを直接接続させないことで物理的に分離する設計とする。
2. 安全保護系のデジタル計算機は、通信状態を監視し、送信元、送信先及び送

信内容を制限することにより、目的外の通信を遮断した上で、通信を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。

3. 安全保護系のデジタル計算機は、固有のプログラム言語を使用し、一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
4. 安全保護系のデジタル計算機の設計、製作、試験及び変更管理の各段階において、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）に準じて、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とする。
5. 発電所出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、安全保護系のデジタル計算機の保守ツールをパスワード管理することにより、電氣的アクセスを制限する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、物理的分離及び機能的分離を適切に講じるとともに、使用するソフトウェアについては検証及び妥当性確認により、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ことができるものであることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅲ－１６ 放射性廃棄物の処理施設（第２７条関係）

申請者は、１号炉の廃止措置に伴い、これまで２号炉と共用していた１号炉液体廃棄物処理系について、２号炉で発生する放射性廃棄物の処理に使用しないとしている。また、重大事故等時の現場作業場所及び当該現場へのアクセスルートに対して火災による影響を及ぼさないようにするため、固体廃棄物処理系のうち、ドラム詰め装置の固化材について、可燃性のプラスチックから不燃性のセメントへ変更し、ドラム詰め装置の処理対象について、使用済樹脂とフィルタ・スラッジを除き、濃縮廃液のみに変更するとしている。

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。

1. 廃棄物処理施設の処理能力に係る設計方針
2. 液体状及び固体状の放射性廃棄物の漏えい等の防止に係る設計方針

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 廃棄物処理施設の処理能力に係る設計方針

第27条第1項第1号の規定は、通常運転時に放射性廃棄物を処理する施設に対し、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する設計とすることを要求している。

申請者は、これまで2号炉と共用していた1号炉液体廃棄物処理系について、2号炉で発生する放射性廃棄物の処理に使用しないこととするが、既設の2号炉液体廃棄物処理系は、2号炉で発生する放射性廃棄物を処理できる能力を有していることから、本変更に伴う影響はないとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、2号炉液体廃棄物処理系の設計を変更するものではなく、1号炉液体廃棄物処理系の共用を取りやめた場合でも2号炉で発生する放射性廃棄物の処理に影響を及ぼすものではないことから、放射性廃棄物を処理する能力を有するものであることを確認した。

2. 液体状及び固体状の放射性廃棄物の漏えい等の防止に係る設計方針

第27条第1項第2号の規定は、液体状の放射性廃棄物を処理する施設に対して、液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び発電所外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるよう設計することを要求している。また、同項第3号の規定は、固体状の放射性廃棄物を処理する施設に対して、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難い設計とすることを要求している。

申請者は、ドラム詰め装置の固化材を可燃性のプラスチックから不燃性のセメントへ変更し、ドラム詰め装置による処理対象を濃縮廃液のみに変更しても、放射性液体廃棄物を処理する施設は、インターロックを設け、堰等を設置することなどにより、液体状の放射性廃棄物の漏えいを防止し、及び発電所外へ液体状の放射性廃棄物の漏えいを防止することに変更はないとしている。また、放射性固体廃棄物を処理する施設は、独立した区画内に設けることなどにより、固体状の放射性物質が散逸し難いものとするに変更はないとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、本変更後においても、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすること及び発電所外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、また、固体状の放射性物質が散逸し難いもの

とすることを確認した。

Ⅲ－１７ 保安電源設備（第３３条関係）

第３３条の規定は、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。

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

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

１．保安電源の信頼性

（１）発電所構内における電気システムの信頼性

第３３条第３項の規定は、保安電源設備について、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よう設計することを要求している。

申請者は、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としている。安全施設に対する電気システムを構成する機器は、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、検知した場合には遮断器により故障箇所を隔離することにより故障による影響を局所化することができるとともに、他の安全機能への影響を限定できるよう設計すると

している。また、1相開放時は、電力の供給の安定性を回復できる設計としている。重要安全施設に対する電気系統については、開閉所の母線について220kV母線を2母線、66kV母線を1母線、所内の非常用高圧母線について3母線で構成することにより、多重性を有し、系統分離が可能である母線構成としており、電気系統を構成する機器は、規格等で定められた適切な仕様とするとともに、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設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、以下の点を考慮する方針としていることを確認した。

- 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。
- 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っては、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。
- ③ 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操作が容易であること。

(2) 電線路の独立性

第33条第4項の規定は、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、当該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することを要求している。

申請者は、本発電所について、送受電可能な220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）1ルート2回線と、受電可能な66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線を分岐した鹿島支線）1ルート1回線の2ルート3回線で電力系統に連系しており、220kV送電線は約16km離れた中国電力ネットワーク株式会社北松江変電所に連系し、66kV送電線は

約 13 km離れた中国電力ネットワーク株式会社津田変電所に連系するとしている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、発電用原子炉施設に接続する電線路の上流側の接続先の変電所等が停止した場合であっても、当該発電用原子炉施設に接続された送電線による電力の供給が停止しないとしており、独立性を有するものであることを確認した。

(3) 電線路の物理的分離

第33条第5項の規定は、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することを要求している。

申請者は、220kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社第二島根原子力幹線）2回線と66kV送電線（中国電力ネットワーク株式会社鹿島線、鹿島支線）1回線の計3回線について、同一の送電鉄塔に架線しない設計とした上で、大規模な盛土崩壊、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、強風又は着氷雪による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がないように設計としている。

規制委員会は、申請者の設計が、地滑り等の共通要因にて電力の供給が全て同時に停止しないように、電線路を同一の送電鉄塔に架線しない方針としていることを確認した。

(4) 複数号炉を設置する場合における電力供給確保

第33条第6項の規定は、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よう設計することを要求している。

申請者は、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3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2

号炉の停止に必要な電力を供給し得る容量を備える構成とし、220kV 送電線は、起動変圧器を介して接続するとともに、66kV 送電線は予備変圧器を介して接続する設計としている。また、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、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。また、当該開閉所等は、防波壁により津波に対して防護するとともに、塩害を考慮する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準対象施設に接続する電線路のいずれの2回線が喪失した場合でも他の1回線によって2号炉に電力を供給できるものであることを確認した。

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

第33条第7項の規定は、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することを要求している。

申請者は、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機並びにその附属設備は、多重性及び独立性を考慮し、各々に必要な容量のものを各々別の場所に3台備え、それぞれ非常用高圧母線に接続している。設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする燃料を貯蔵する設備として、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを設置し、7日間の連続運転に必要な容量以上の燃料を貯蔵している。

蓄電池は、非常用3系統を各々異なる区画に設置し、多重性及び独立性を確保することで、いずれか1系統の単一故障が発生した場合でも、残りの2系統により設計基準事故に対処するための設備の機能を確保する容量を有する設計としている。

規制委員会は、申請者の設計方針が、非常用電源設備について、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が損なわれないよう十分な容量を有するものであることを確認した。

(2) 隣接する発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等への依存

第33条第8項の規定は、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することを要求している。

申請者は、非常用電源設備及びその附属設備は号炉ごとに単独で設置し、他の発電用原子炉施設と共用しない設計としている。

規制委員会は、申請者が、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備等を共用しない設計とすることを確認した。

Ⅲ-18 気象条件の変更

申請者は、原子炉施設の安全解析に用いる気象条件として、これまでの1996年1月から1996年12月までの気象資料に代えて、2009年1月から2009年12月までの1年間にわたり敷地において観測された気象資料を使用している。

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。

1. 気象資料の代表性
2. 設計基準事故時及び平常運転時における発電所敷地周辺の一般公衆の受ける線量評価
 - (1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る設計方針(第13条関係)
 - (2) 放射性廃棄物の処理に係る設計方針(第27条関係)

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 気象資料の代表性

規制委員会は、設置許可基準規則解釈第13条の規定に対して、申請者が発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(昭和57年1月28日原子力安全委員会決定。以下「気象指針」という。)に基づいて検討を行い、本申請による気象資料(2009年1月から2009年12月までの気象資料)が長期間の気象状態を代表するとしてい

ることを確認した。また、気象資料の変更を踏まえて敷地境界外における線量評価の再評価を行う方針としていることを確認した。

2. 設計基準事故時及び平常運転時における発電所敷地周辺の一般公衆の受ける線量評価

(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に係る設計方針（第13条関係）

規制委員会は、設置許可基準規則解釈第13条の規定に対して、申請者が本申請による気象条件を用いて、安全評価指針及び気象指針に基づき、設計基準事故に対する線量評価を実施し、線量評価結果は、発生事故当たり5ミリシーベルトを下回っていることから、本発電所周辺の公衆に放射線障害を及ぼすものではないことを確認した。

(2) 放射性廃棄物の処理に係る設計方針（第27条関係）

規制委員会は、設置許可基準規則解釈第27条の規定に対して、申請者が本申請による気象条件を用いて、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和51年9月28日原子力安全委員会決定）及び気象指針に基づき、本発電所周辺の公衆が受ける実効線量の評価を実施し、線量評価結果は、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（昭和50年5月13日原子力委員会決定）に示されている線量目標値の年間50マイクロシーベルトを下回ることを確認した。

Ⅳ 重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力

東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けて原子炉等規制法は、重大事故（炉心の著しい損傷その他の重大な事故）への対策を規制の対象と位置付け、平成 25 年 7 月に施行された。この際、設置許可基準規則及び重大事故等防止技術的能力基準が併せて施行されている。

本章においては、申請者の計画が、設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準のうち 1. 0 から 1. 19 項に適合しているか否かを審査した結果を示す。審査の概要は、以下のとおりである。

なお、申請者の計画する大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）への対応が重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているか否かについては、V 章に記載する。

1. 重大事故等の拡大の防止等（第 37 条）

申請者は、事故の想定を幅広く行い、その想定した事故に対して有効な対策を計画しなければならない。

（1）事故の想定

事故の原因となる事象の抽出、起回事象（※⁹）と安全機能の喪失の組合せを網羅的かつ体系的に行っているかを審査する。

起回事象と安全機能の喪失の組合せは多数存在することから、効率的に対策を計画するため、起回事象、安全機能の喪失状況、対策の共通性に着目して少数の事故シーケンスグループ等に類型化する。その上で、事故シーケンスグループ等ごとに事故の進展や対策の実施等の観点から最も厳しい重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）等を選定する。すなわち、重要事故シーケンス等に対して対策が有効であれば、その対策は当該重要事故シーケンス等が含まれる事故シーケンスグループ等に対して有効であるものと判断できる重要事故シーケンス等を選定する。これらが適切に行われているかを審査する。

（2）有効性評価

事故シーケンスグループ等ごとに、申請者の計画する対策が、当該事故シーケンスグループ等の特徴を踏まえたものか審査する。その上で、重要事故シーケンス等に対して申請者が計画している対策の有効性について、適切な解析手

（※⁹）通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器破損及び燃料損傷に波及する可能性のある事象（外部電源喪失、LOCA 等）。以下この章において同じ。

法を用いているか、解析結果が評価項目を満たしているか、解析コード等の不確かさを考慮しても評価項目を満たしていることに変わりはないかを審査する。また、当該対策が要員及び燃料等の観点からも対応可能であるかを審査する。

2. 設備及び手順等（第38条～第41条、第43条～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1.0～1.19）

申請者は、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた対策や上記前記のように網羅的かつ体系的に想定した事故への対策に関する設備及び手順等を適切に整備する必要がある。さらに、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する必要がある。

（1）設備及び手順等に対して要求される共通事項（第38条～第41条、第43条、重大事故等防止技術的能力基準1.0）

地震及び津波などにより機能を喪失しないこと、炉心損傷防止などに必要な性能を確保することなどは、重大事故等に対処するための設備及び手順に対して要求される共通の事項であり、これらが適切になされる方針であるかを審査する。

（2）機能ごとに要求される事項（第44条～第62条、重大事故等防止技術的能力基準1.1～1.19）

① 設置許可基準規則等の逐条において必要とされる設備及び手順等
設置許可基準規則第三章「重大事故等対処施設」及び重大事故等防止技術的能力基準第1項は、主として福島第一原子力発電所事故の教訓から導かれた要求事項から構成されている。申請者が設備及び手順等を整備する上での申請者の方針が、要求事項にのっとった適切なものであるかについて審査する。

② 有効性評価において必要とされる設備及び手順等

上記有効性評価において必要とされた重大事故等対処設備及びその手順等の整備が、適切な方針の下に行われるかを審査する。

③ 申請者の自主的な設備及び手順等

機能喪失の原因分析などを行った上で、さらなる対策の抽出を行い、上記以外の設備及び手順等を整備するなど自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。

なお、有効性評価においては厳しい条件で解析を行うため、故障した設備の復旧などは見込まないが、実際には自主的な対応を含め、復旧対策などが行われる。このため、全体としての対策の実現性を検討するためには、自主的な対応も確認することが必要である。

IV-1 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）

第37条は、発電用原子炉施設について、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、重大事故が発生した場合においては、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を防止するために必要な措置を講じることを要求している。

また、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じること、運転停止中（※¹⁰）における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じ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。

IV-1. 1 事故の想定

IV-1. 2 有効性評価の結果

IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策

IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

IV-1. 2. 4 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

また、規制委員会は、申請者が有効性評価に用いた解析コードについて、その適用性を確認した。

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

なお、以下の有効性評価において必要とされた重大事故等対処設備及びその手順等の整備の方針は、IV-2からIV-4に示している。

（※¹⁰）停止中評価ガイドでは、「原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動過程における主発電機の並列まで」を原子炉の運転停止中の期間としている。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除くとしている。

IV-1.1 事故の想定

第37条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする発電用原子炉施設において「想定する事故シーケンスグループ(※¹¹)」又は「想定する格納容器破損モード(※¹²)」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する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事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象ととしている。また、格納容器破損モードごとに、格納容器の破損に至る重要な事故シーケンス(以下「評価事故シーケンス」という。)を選定としている。

また、SFP評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷防止については、想定事故1及び想定事故2を想定としている。

さらに、停止中評価ガイドは、燃料の著しい損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象ととしている。

事故シーケンスグループ等(設置許可基準規則解釈において、必ず想定することを要求しているもの) は、以下のとおり。

① 運転中の事故シーケンスグループ

- a. 高圧・低圧注水機能喪失
- b. 高圧注水・減圧機能喪失
- c. 全交流動力電源喪失
- d. 崩壊熱除去機能喪失
- e. 原子炉停止機能喪失
- f. LOCA時注水機能喪失
- g. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

② 格納容器破損モード

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 格納容器直接接触(シェルアタック)

(※¹¹) 起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数又は複数の事故シーケンスを含む。

(※¹²) 格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

③ 想定事故 1 及び想定事故 2

- a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
- b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失

④ 運転停止中の事故シーケンスグループ

- a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

1. 申請内容

申請者は、事故シーケンスグループ等の特定及び事故シーケンスグループ等ごとの重要事故シーケンス等の選定については、以下のとおりとしている。

（1）運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

① 事故シーケンスグループの特定

a. イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出

内部事象レベル 1PRA（※¹³）の手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。また、地震 PRA 及び津波 PRA の手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

b. PRA に代わる方法による炉心損傷に至る事故シーケンスの検討

内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した。

具体的には、内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止する

（※¹³）PRA には、①偶発故障又は人的過誤により発生する事故と、②地震等特定の事象により発生する事故を対象とするものがある。①を「内部事象 PRA」と呼ぶ。なお、IAEA ガイド (SSG-3) ではレベル 1PRA の評価対象として偶発故障、内部ハザード（内部火災等）及び外部ハザード（地震等）の 3 つとしている。

ための手段等との組合せは内部事象レベル 1PRA と同じであるため、内部事象レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。

また、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建物内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建物外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベル 1PRA 等の手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

c. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

上記 a. においてイベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目し類型化して事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する 7 つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震特有の 8 つの事故シーケンス（原子炉建物損傷、廃棄物処理建物損傷、制御室建物損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、計装・制御系喪失、格納容器バイパス及び Excessive LOCA）、津波特有の 1 つの事故シーケンス（直接炉心損傷に至る事象）が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。

d. PRA の結果を考慮した事故シーケンスグループの特定

上記の 9 つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かを、PRA の結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループとの比較により検討した。その結果、地震特有の 8 つの事故シーケンス及び津波特有の 1 つの事故シーケンスは、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。また、影響度の観点からは、建物損傷、津波の建物内への流入等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られること（「V

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」を参照。)を確認した。

以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、地震特有の8つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。

よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。

e. 原子炉格納容器の機能に期待する事故シーケンス

国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、想定する事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする。

② 重要事故シーケンスの選定

有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量及び代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いた。また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早い速いものなど、より厳しいシーケンスを選定した。具体的には表IV-1のとおり。

(2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

① 格納容器破損モードの抽出

a. PRAの知見を活用した格納容器破損モードの検討

内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損(※¹⁴)に係る以下の水素燃焼を除く11の格納容器破損モードを一般社団法人日本原子力学会(以下「日本原子力学会」という。)のPRAに関する実施基準(※¹⁵)にのっとり検討対象とした。また、水素燃焼については、その対

(※¹⁴) 日本原子力学会標準においては、事故後に限界耐力以上の負荷によって構造的な損傷を引き起こす原子炉格納容器の状態として、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗と並び用いられている。

(※¹⁵) 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準」(レベル2PSA編):2008

策として原子炉格納容器内を窒素置換していることから、日本原子力学会の PRA 実施基準の BWR 分類例では対象外としているが、窒素置換対策の有効性を確認する目的で検討対象とした。

- 1) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）
- 2) 格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）
- 3) 原子炉圧力容器内の水蒸気爆発
- 4) 早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）
- 5) 原子炉圧力容器外の水蒸気爆発
- 6) 格納容器雰囲気直接加熱
- 7) 格納容器直接接触
- 8) 溶融炉心・コンクリート相互作用
- 9) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）
- 10) 水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）
- 11) 水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後）
- 12) 水素燃焼

b. PRA に代わる方法による格納容器破損モードの検討

内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル

1.5PRA（※¹⁶）の手法と工学的な判断により検討を実施した。

検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失及び原子炉格納容器本体の損傷が考えられるが、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失については上記 a. の 12 の破損モードで抽出されていること、原子炉格納容器本体の損傷については構造的な損傷による直接的な閉じ込め機能喪失であり国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、原子炉格納容器損傷防止が困難であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル 1PRA で抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象（※¹⁷）による影響についても上記 a. の 12 の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとした。

（※¹⁶）レベル 1.5PRA とは、炉心損傷後の格納容器破損確率を求めるまでの PRA をいう。

（※¹⁷）日本原子力学会標準では、格納容器破損の原因となる物理現象として水蒸気爆発、過圧破損、格納容器雰囲気直接加熱等を格納容器内物理現象と呼んでいる。

c. 評価対象とする格納容器破損モードの抽出

上記 a. において検討対象とした 12 の格納容器破損モードには、必ず想定する 6 つの格納容器破損モードが含まれる。なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）（※¹⁸）については、BWR の一部の原子炉格納容器（MARK-I 型）に特有の事象であるため、MARK-I 改良型である島根 2 号炉では評価の対象外とする。

原子炉圧力容器が高圧状態で破損した場合に熔融炉心が急激に噴出（高圧熔融物放出）した後の格納容器破損モードとして、熔融物直接接触（シェルアタックは対象外とする。）及び格納容器雰囲気直接加熱を考慮している。両者とも、原子炉圧力容器の破損までに原子炉圧力容器を減圧することが格納容器破損防止対策となるため、必ず想定する格納容器破損モードである格納容器雰囲気直接加熱としてまとめる。

必ず想定する格納容器破損モードに分類されない 2 つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器バイパス（格納容器隔離失敗））及び 3 つの破損モード（早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）及び水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前））については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。

原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断されていること。

格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）については、定期事業者検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を 1 日に 1 回確認する運用であること、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価したこと。

3 つの破損モード（早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）及び水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前））については、事故シーケンスグループに含め、炉心損傷防止対策として評価すること。

（※¹⁸）日本原子力学会の PRA に関する実施基準では、熔融物直接接触に格納容器直接接触（シェルアタック）が含まれている。

さらに、水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後）及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）は、選定される事故シーケンスが同一となるため、必ず想定する格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）としてまとめる。

よって、想定する格納容器破損モードは以下の5つとする。

- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後）、雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損））
- ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（格納容器直接接触、格納容器雰囲気直接加熱）
- ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（原子炉圧力容器外の水蒸気爆発）
- ・溶融炉心・コンクリート相互作用（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- ・水素燃焼（水素燃焼）

② プラント損傷状態の特定

炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、レベル1PRAで抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、原子炉格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて分類した。

さらに、PDSごとに、原子炉格納容器冷却の分岐・ヘディングを考慮し、設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c. の5つの格納容器破損モードのいずれかに対応することを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとにPDSを整理した。

③ 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとのPDSから、格納容器への圧力又は温度による負荷の大きさの観点で最も厳しくなるPDSを選定した。このPDSを構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとした。

さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮した。具体的には表IV-1のとおり。

(3) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

想定事故1及び想定事故2を想定する。

(4) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

① 事故シーケンスグループの特定

運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った原因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかった。

② 重要事故シーケンスの選定

停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量及び代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いた。具体的には表IV-1のとおり。

2. 審査結果

(1) 運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。

規制委員会は、申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震特有の8つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当と判断した。

また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈にのっとりた考え方であることから、妥当と判断した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

(2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとりて検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル 1.5PRA の手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当と判断した。評価対象とした5つの格納容器破損モードは、格納容器直接接触（シェルアタック）を当該評価の対象から除外する以外は、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モードと一致することを確認した。

規制委員会は、申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

(3) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が想定する事故が、設置許可基準規則解釈における想定事故と一致することを確認したことから、妥当であると判断した。

(4) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、各起回事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法であることを確認した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当であると判断した。

	事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	選定理由	
	炉心損傷防止対策	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	起因事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」及び「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。過渡事象後、逃がし安全弁の再閉に失敗した場合、原子炉圧力容器が減圧されるため、原子炉減圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なくなり、低圧注水が可能となるための時間が短縮されることから、逃がし安全弁の再閉に成功する場合がより厳しい事故シナリオとなる。
高圧注水・減圧機能喪失		過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	起因事象として抽出された「過渡事象」、「手動停止」及び「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。	
全交流動力電源喪失		・長期 TB	外部電源喪失＋交流電源 (DG-A,B) 失敗＋高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	全交流動力電源喪失時は、外部電源喪失後非常用ディーゼル発電機 2 台の機能喪失及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機の機能喪失 (HPCS が機能喪失に至る。) により、原子炉隔離時冷却系を除く設計基準事故対処設備の注水機能及び除熱機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系の機能達成を阻害する要因である、「蓄電池枯渇後原子炉隔離時冷却系停止」、「原子炉隔離時冷却系本体の機能喪失」、「SRV 再閉失敗」及び「直流電源の喪失」に事故シナリオグループを分類した。
		・TBU	外部電源喪失＋交流電源 (DG-A,B) 失敗＋高圧炉心冷却失敗	
		・TBP	外部電源喪失＋交流電源 (DG-A,B) 失敗＋圧力バウンダリ健全性 (SRV 再閉) 失敗＋高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	
		・TBD	外部電源喪失＋直流電源 (区分 1,2) 失敗＋高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	
崩壊熱除去機能喪失		・取水機能が喪失した場合 ^{※1}	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	起因事象として抽出された「LOCA」、「過渡事象」、「手動停止」及び「サポート系喪失」のうち、事象進展が早い過渡事象を選定する。代表性 (炉心損傷頻度が高い。) の観点から、逃がし安全弁の再閉成功を選定する。なお「LOCA」は、原子炉格納容器内に蒸気が放出されるため原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しいが、より厳しいシナリオとして注水機能を喪失している LOCA 時注水機能喪失シナリオ (中破断 LOCA の場合) 又は格納容器過圧・過温破損シナリオ (大 LOCA の場合) で評価する。
		・残留熱除去系が故障した場合 ^{※1}	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	
原子炉停止機能喪失		過渡事象＋原子炉停止失敗	起因事象として、「過渡事象」を選定する。これは、出力上昇の評価の観点で、原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じるなど、原子炉冷却材圧力バウンダリが破断している「LOCA」に比べ、より厳しい事故シナリオとなる。	
LOCA 時注水機能喪失		冷却材喪失 (中破断 LOCA) ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	起因事象として、「中破断 LOCA」を選定する。これは、破断口径が大きく冷却材の流出量が多いため、要求される設備容量の観点で、より厳しい事故シナリオとなる。	
格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	インターフェイスシステム LOCA	格納容器バイパスに係る事故シナリオは当該シナリオのみである。		
格納容器破損防止対策	格納容器破損モード	PRA で選定された詳細事故シナリオ ^{※2}	選定理由	
	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	冷却材喪失 (大破断 LOCA) ＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失	起因事象として、破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「大破断 LOCA」を選定し、ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。	
	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH 発生	原子炉圧力容器が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器直接加熱が抑制されない過渡事象を選定する。DCH 発生時の原子炉圧力の厳しさの観点から、高圧で維持される逃がし安全弁の再閉成功時が、より厳しい事故シナリオとなる。	
	原子炉圧力容器外の溶融燃料冷却材相互作用	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI 発生	原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。「LOCA」は、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく、デブリの保有熱量が小さくなることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。	
	水素燃焼	冷却材喪失 (大破断 LOCA) ＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失	原子炉格納容器内を窒素で置換しているため、PRA では水素燃焼による格納容器破損シナリオは選定されない。LOCA の場合は、酸素濃度が相対的に高くなることから、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できない事故シナリオである、大破断 LOCA＋ECCS 機能喪失とした。	
	溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗	原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象又は LOCA から選定する。「LOCA」は、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性があることから、「高圧・低圧注水機能喪失」を選定する。	
	事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	選定理由	
運転停止中の原子炉における燃料破損防止対策	崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失 [フロントライン]) ＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	起因事象として、残留熱除去系のフロントライン系故障を選定する。これは、残留熱除去系のフロントライン系故障、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失のうち、 残留熱除去系のフロントライン系故障と残留熱除去系のサポート系故障では崩壊熱除去機能への影響は同じであるが、余裕時間の観点で残留熱除去系のフロントライン系故障が厳しい。なお、残留熱除去系のサポート系故障及び外部電源喪失後の崩壊熱除去機能は「全交流動力電源喪失」に包絡されるためである。	
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋交流電源喪失	起因事象として、代表性 (燃料損傷頻度が高い。) の観点から、外部電源喪失時の交流電源喪失を選定する。	
	原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出 (残留熱除去系切替時の冷却材流出) ＋流出隔離・炉心冷却失敗	起因事象として、事象認知までに要する時間及び原子炉冷却材の流出量の観点から残留熱除去系系統切替時の冷却材流出を選定する。	
	反応度の誤投入	反応度の誤投入	反応度の誤投入に係る事故シナリオは当該シナリオのみである。なお、停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する。	
	※1 有効性評価ガイドの要求を踏まえ、崩壊熱除去機能喪失のシナリオグループを「取水機能が喪失した場合」及び「残留熱除去系が故障した場合」に事故シナリオグループを分類した。			

※2 有効性評価における評価事故シーケンスでは、事象進展をより厳しくする観点などから、PRA で選定された評価事故シーケンスに複数の機能の喪失の重畳を考慮している。

表Ⅳ－１ 申請者の重要事故シーケンス等の選定について

Ⅳ－１．２ 有効性評価の結果

第 37 条は、想定する事故シーケンスグループ等ごとに、その対策に有効性があることを確認することを要求している。

事故シーケンスグループ等ごとの申請内容、審査結果及び審査過程における主な論点は以下のとおりである。

Ⅳ－１．２．１ 炉心損傷防止対策

第 37 条第 1 項は、発電用原子炉施設について、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、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でなければならないことを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈において、「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、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認するという要件を満たすものとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(d)の項目（以下「炉心損傷防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認している。

- (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。（※¹⁹）
- (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。

また、有効性評価ガイドでは、格納容器圧力逃がし装置による排気（以下「格納容器ベント」という。）を実施する場合には、「敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する」としている。

（※¹⁹）「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。

なお、上記の評価項目(c)及び(d)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の根拠と妥当性については、「IV-1.2.2 格納容器破損防止対策」に示している。

IV-1.2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。このため、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を重大事故等対処設備として位置付ける。
(※²⁰)
- ④ 安定状態（※²¹）に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。本事故シ

(※²⁰) 本審査書においては、既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備とする場合には「重大事故等対処設備として位置付ける」とし、それ以外については「重大事故等対処設備として新たに整備する」と整理した。

(※²¹) 有効性評価ガイド2.2.1(4)では、「原子炉が安定停止状態」と示しているが、原子炉及び原子炉格納容器を安定させる必要がある場合は「安定状態」としている。

一ケンスグループでは、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、格納容器フィルタベント系を用いる。このため、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（以下第IV章において「非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等」という。）を重大事故等対処設備として位置付ける。なお、格納容器フィルタベント系には、サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側の2経路がある。

（2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、事象進展解析に用いるコード（以下「解析コード」という。）の選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を選定する（ここで、過渡事象として給水流量の全喪失を選定し、逃がし安全弁の再閉は成功している。）。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、逃がし安全弁の再閉失敗に比べて、原子炉圧力容器内が高圧状態に維持され、減圧のために逃がし安全弁の大きな吹出し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。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 評価上想定する事故の条件（以下「事故条件」という。）：外部電源はないものとする。これは、外部電源がない場合、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備による給電を行うことにより、対策の成立性、必要燃料の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、原子炉再循環ポンプ（以下「再循環ポンプ」という。）は原子炉水位低（レベル2（※²²））で停止するものとする。これは、原子炉スク

（※²²）申請者は、燃料棒有効長頂部より上の原子炉水位について、低い方からレベル1（燃料棒有効長頂部から＋46cm）からレベル8（燃料棒有効長頂部から＋559cm）までの水位を設定している。水位レベルは原子炉隔離時冷却系等の機器動作条件と関連づけられている。その他の水位レベルは略語等を参照。

ラム（原子炉水位低（レベル3）（※²³））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。

- d. 重大事故等対処設備の機器条件（以下「機器条件」という。）： 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた低圧原子炉代替注水ポンプの注水特性（設計値として最大 250m³/h）に従うものとし、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 120m³/h とする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器隔離弁（第 1 弁）を全開として、原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage]において、9.8kg/s とする。
- e. 重大事故等対処設備の操作条件（以下「操作条件」という。）： 原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間等を考慮し、事象発生から 30 分後とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、384kPa[gage]に到達した場合に実施する。サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止し、その 10 分後に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル 2）における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.89MPa[gage]に抑えられる。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却により、燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）は約 509°C

（※²³）タービン・バイパス弁は定格蒸気流量の 100%の容量を持っているが、有効性評価においては、タービン・バイパス弁の作動を期待せず、所内単独運転（所内の負荷に対してのみ給電する運転）も期待しないこととしている。この場合、外部電源の喪失により、原子炉スクラムに至るが、保有水量の低下を保守的に評価する観点から、原子炉水位低（レベル3）をスクラム条件として設定している。

に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約30時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約384kPa[gage]、最高温度は約153°Cに抑えられる。
- c. 格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量は、格納容器ベントをより早期に実施する事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」での評価結果（格納容器フィルタベント系によるベント時：約 1.7×10^{-2} mSv）以下であり、5mSvを下回る。
- d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER（※²⁴）は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAPの原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAPの不確かさが評価項目となるパ

（※²⁴）SAFER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。以下、REDY、SCAT、MAAP及びAPEXについても同様。

ラメータに与える影響は小さい。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAPの不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 30 分後としているが、この時間は低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定されている。低圧原子炉代替注水系（常設）の準備操作は、保守性を考慮して遅めに設定されていることから、実際の準備時間は早まる。この場合、減圧操作も早まることから、炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から 60 分後（解析上の開始時間に対して 30 分程度の遅れ）に低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCT は約 902℃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。また、この場合の格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 4.8×10^{-2} mSv であり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達（事象発生から約 30 時間後）した場合に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約 90 分操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の 853kPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「IV－1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温

破損)」においても事象発生から約 35 時間後以降であり、約 5 時間の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、28 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,600m³ である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約 740m³、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）（以下 IV-1 において「輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）」という。）に約 7,000m³、合計約 7,740m³ の水を保有しており、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は合計約 1,052m³、大量送水車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³ であり、合計 1,072m³ 必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約 450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³ の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の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、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、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（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）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。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV－1. 1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループ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。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断

原子炉圧力容器の減圧は、原子炉冷却材の保有水量の低下を伴うため、その開始判断を適切に行う必要がある。

申請者は、当初、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧の判断基準を明確に示していなかった。

このため、規制委員会は、減圧開始の判断基準を明確にするように求めた。申請者は、これに対して、低圧注水への移行を目的として、炉心損傷前において、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動（※²⁵）により注水手段が確保できた場合に原子炉压力容器を減圧することを示した。

これにより、規制委員会は、炉心損傷前の原子炉压力容器の減圧開始判断が適切に行われることを確認した。

（2）燃料被覆管の破裂が敷地境界における実効線量に与える影響

申請者は、当初、本重要事故シーケンスでは燃料被覆管の破裂が生じないとし、炉心損傷が発生する前の格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量を、燃料被覆管の破裂が生じないという条件で評価していた。申請者は、燃料被覆管の破裂の有無を判断するために試験データに基づく破裂判定曲線を用いたが、試験データのばらつきや解析の不確かさを考慮した場合、破裂の可能性を否定できず、敷地境界の実効線量が5mSv以下となることが根拠とともに示されていなかった。

このため、規制委員会は、申請者に対して、燃料被覆管の破裂が格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界の実効線量に与える影響を評価し、解析の不確かさを考慮した場合の成立性を示すことを求めた。

申請者は、燃料被覆管の破裂及びそれらからの放射性物質の放出の影響を確認するため、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却の開始時間を30分遅らせた場合の敷地境界での実効線量を評価し、その結果が上記1.（2）③b.イ. のとおり約 4.8×10^{-2} mSv以下であることを示した。

これにより、規制委員会は、燃料被覆管の破裂が敷地境界での実効線量に及ぼす影響を評価していることを確認した。

（3）長期的な原子炉格納容器の安定状態の維持

申請者は、事象発生から約60時間後における原子炉格納容器内の温度について、評価項目を満足するものの、高め（約128℃）に推移している解析結果を示している。

（※²⁵）申請者は、「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とはを、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系のうち1系統以上起動することをいうとしている。

このため、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器の安定状態を維持するための対策として、残留熱除去系の復旧及び残留熱除去系の熱交換器が使用できない場合の対応を示すことを求めた。

申請者は、残留熱除去系の復旧手順を整備し原子炉補機海水ポンプの電動機の予備品を確保すること、他系統の残留熱除去系の電動機を融通することにより復旧すること、また、残留熱除去系の復旧が困難な場合には、自主対策として、可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱、原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱及び原子炉補機代替冷却系を用いたドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱を整備することを示した。

これらにより、規制委員会は、長期的に原子炉格納容器からの除熱を行うための対策が整備されることを確認した。

(4) 炉心損傷前における格納容器代替スプレイの実施

申請者は、炉心損傷後の格納容器ベントを可能な限り遅延させるため、炉心損傷前には残留熱除去系等の早期復旧見込みがある場合に限り、格納容器代替スプレイを実施するとしていた。

これに対し、規制委員会は、格納容器代替スプレイ実施の要否は、炉心損傷前と炉心損傷後に分けて原子炉格納容器からの除熱対策全体を整理して説明することを求めた。

申請者は、原子炉格納容器からの除熱について、格納容器ベントよりも残留熱代替除去系を優先して実施するため、炉心損傷後に格納容器ベントを実施する可能性は相対的に低下しており、その発生する可能性が小さいシナリオを考慮して手順を複雑化させるよりも各フェーズにおいて最も有効な戦略とすることが望ましいことから、炉心損傷前においても、残留熱除去系等の早期復旧見込みの有無にかかわらず、原子炉格納容器内の圧力が、384kPa[gage]に到達した場合等に格納容器代替スプレイを実施することを示した。

これにより、規制委員会は、炉心損傷前において、格納容器代替スプレイによる原子炉格納容器の冷却を行うための対策が整備されることを確認した。

IV-1. 2. 1. 2 高圧注水・減圧機能喪失

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能の喪失と原子炉減圧機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失し、原子炉圧力容器の減圧ができず高圧状態が継続する。逃がし安全弁（逃がし弁機能）により、原子炉圧力容器の過度の圧力上昇は抑制される（※²⁶）が、低圧注水が実施できず、原子炉圧力の制御に伴う水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、自動減圧系の作動ロジックを追加することにより原子炉圧力容器を減圧するとともに、低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を実施する。このため、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、残留熱除去系（低圧注水モード）及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び残留熱除去系（低圧注水モード）により、炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。その後、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を継続し、残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に切り替えて原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

(※²⁶) 逃がし安全弁には、原子炉冷却系の過度の圧力上昇を抑えるために、弁入口圧力がスプリング荷重に打ち勝って開放する安全弁機能のほか、外部からの信号（原子炉圧力高）により強制的に開放する逃がし弁機能がある。さらに、事故時に低圧注水系が運転可能な圧力まで原子炉圧力を速やかに低下させるために、原子炉水位低（レベル1）及びドライウェル圧力高の同時信号により逃がし安全弁を強制的に開放する自動減圧機能がある。

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗」を選定する（ここで、過渡事象として給水流量の全喪失を選定し、逃がし安全弁の再閉は成功している。）。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、外部電源がない場合、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電を行うことにより、必要燃料の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル 2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル 3））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。
- d. 機器条件：代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、原子炉水位低（レベル 1）到達から 10 分後とする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。残留熱除去系（低圧注水モード）は、原子炉水位低（レベル 1）で自動起動するものとする。残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 1,193m³/h）に従うものとする。残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサプレッション・プール水温又は原子炉冷却材温度 52℃、海水温度 30℃において約 9MW とする。
- e. 操作条件：残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉水位高（レベル 8）を確

認め、実施する。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱の開始時間は、事象発生から 12 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量の全喪失の発生後、原子炉水位が低下する。原子炉水位低（レベル 2）における主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.89MPa[gage]に抑えられる。また、代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却により、PCT は約 728°C に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱により、原子炉格納容器内の最高圧力は約 54kPa[gage]、最高温度は約 85°C に抑えられる。
- c. 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、

評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の操作開始は、事象発生から約1時間後としている。操作開始が遅れた場合であっても、格納容器代替スプレイの実施判断基準である 384kPa[gage]に至る時間は、「IV-1. 2. 1. 1 高圧・低圧注水機能喪失」において事象発生から約22時間後であり、約21時間以上の余裕があることから、十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、10名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。

② 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約708m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗」において、代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の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（高圧炉心スプレイ系等）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。

また、代替自動減圧機能を用いた逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループ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。

IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後（※²⁷）、交流動力電源を必要とする安全機能を有する機器が機能を喪失する「全交流動力電源喪失（長期 TB）」において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

さらに、「全交流動力電源喪失（長期 TB）」に原子炉隔離時冷却系の本体故障による高圧注水失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBU）」、直流電源の喪失が重畳する「全交流動力電源喪失（TBD）」及び逃がし安全弁の開固着による再閉失敗が重畳する「全交流動力電源喪失（TBP）」を考慮し、計 4 つの事故シーケンスグループにおいて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）

（1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失する。原子炉隔離時冷却系が起動し炉心の冷却が維持されるが、その後、直流電源の枯渇により炉心を冷却できなくなり、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、直流電源を確保し原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、原子炉圧力容器の減圧及び代替注水設備による原子炉圧力容

（※²⁷）ここでの非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失とは、設計基準事故対処設備に位置付けている発電機の喪失をいう。

器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却するとともに、代替交流動力電源による給電を行い、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、230V系蓄電池（RCIC）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-115V系蓄電池、原子炉隔離時冷却系及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却を実施する。このため、SA用115V系蓄電池、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵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、常設代替交流電源設備による給電を開始した後、原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）、サプレッション・チェンバ及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失＋交流電源（DG-A、B）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗」を選定する。これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。
- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である $91\text{m}^3/\text{h}$ とする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉注水のみを実施する場合は $70\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は $30\text{m}^3/\text{h}$ とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して $120\text{m}^3/\text{h}$ とする。常設代替交流電源設備による給電を開始した後の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 $1,193\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとし、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に格納容器スプレイを実施する。残留熱除去系（格納容器冷却モード）によるスプレイ流量は設計値である $1,218\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉格納容器内の圧力が、 $13.7\text{kPa}[\text{gage}]$ まで低下した場合は、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）に切り替える。残留熱除去系（格納容器冷却モード）等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサブプレッション・プール水温度 52°C 、海水温度 30°C において約 9MW とする。
- e. 操作条件：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧は、サブプレッション・プール水温度が 100°C に到達する時点である事象発生から 8 時間後とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器圧力が $384\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。常設代替交流電源設備によ

る給電の開始時間は、事象発生から 24 時間後とする。原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、交流電源復旧後の事象発生から 24 時間 30 分後とする。また、原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）に到達した場合に実施する。

原子炉隔離時冷却系を含めて必要な直流電源については、事象発生から 8.5 時間後までに現場において行う不要な負荷の切離し、B-115V 系蓄電池から B1-115V 系蓄電池（SA）又は SA 用 115V 系蓄電池への切替え等を実施することにより、事象発生から 24 時間にわたり直流電源を確保する。また、逃がし安全弁の直流電源については、原子炉急速減圧（事象発生から 8 時間後）を実施する前までに SA 用 115V 系蓄電池への切替えを実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.89MPa[gage]に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持される。また、事象発生から 8 時間後の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309°C となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、事象発生から 24 時間後の常設代替交流電源設備による給電の開始後、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉格納容器の最高圧力は約 384kPa[gage]、最高温度は約 151°C に抑えられる。

- c. 原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）又は残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。
- 上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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小さい。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の操作は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生

前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水のための操作は、事象発生から 8 時間後としているが、事象発生から 2 時間 30 分後には低圧原子炉代替注水系（可搬型）による準備を終了できることから、十分な時間余裕がある。

現場における直流電源の負荷切離しは、事象発生 8 時間後から操作時間 30 分で実施するとしているが、負荷切離しが遅れたとしても、事象発生から 8.5 時間後までに負荷切離しを開始すれば、事象発生から 9 時間後まで給電を継続可能であるため、時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は 31 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 1,100m³ である。これに対して、輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³ の水を保有しており、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352m³、大量送水車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した

場合に必要となる軽油量は約 8m³であり、合計約 372m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約 450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

さらに、必要な直流負荷に対して、不要な直流負荷の切離し及び蓄電池の切替えを行うことから、蓄電池の容量は十分大きいため、対応が可能である。

1-2 全交流動力電源喪失 (TBU)

(1) 事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (TBU)」(以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。)の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に原子炉隔離時冷却系の本体故障により原子炉隔離時冷却系が機能を喪失する。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、代替直流電源を確保し高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、原子炉圧力容器の減圧及び代替注水設備による原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却するとともに、代替交流動力電源による給電を行い、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：高圧原子炉代替注水系により炉心を冷却する。このため、高圧原子炉代替注水系及びSA用115V系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却を実施する。このため、SA用115V系蓄電池、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備

として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失＋交流電源（DG-A、B）失敗＋高圧炉心冷却失敗」を選定する。

これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が本体故障により機能喪失するものとする。

- d. 機器条件：高圧原子炉代替注水系は中央制御室から遠隔で手動起動し、原子炉水位回復後は原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 93m³/h）に対して保守的に 20%減の流量とする。

その他の機器条件は、原子炉隔離時冷却系が機能喪失している点を除き、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

- e. 操作条件：高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 20 分後とする。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却は、サプレッション・プール水温度が 100℃に到達する時点である事象発生から約 8.3 時間後とする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、常設代替交流電源設備による給電、残留熱除去系（低圧注水モード）

による炉心の冷却及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱の操作の条件は事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

高圧原子炉代替注水系を含めて必要な直流電源については、事象発生から 8.5 時間経過するまでに現場において実施する不要な負荷の切離し、B-115V 系蓄電池から B1-115V 系蓄電池（SA）又は SA 用 115V 系蓄電池への切替え等を実施することにより、事象発生から 24 時間にわたり直流電源を確保する。また、逃がし安全弁の直流電源については、原子炉急速減圧（事象発生から約 8.3 時間後）を実施する前までに SA 用 115V 系蓄電池への切替えを実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生と同時に主蒸気隔離弁が全閉することにより、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 8.04MPa[gage]に抑えられる。その後、原子炉隔離時冷却系の起動に失敗するが、高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却によって原子炉水位は維持される。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と比較した場合、手動起動の高圧原子炉代替注水系は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認及び起動操作に時間を要するため、自動起動の原子炉隔離時冷却系よりも起動の開始が遅れ、原子炉水位は原子炉水位低（レベル 2）を下回るが、その後の高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却により原子炉水位は回復する。原子炉水位回復後において、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系以外の操作条件は概ね同様であるため、事象進展の過程を通して、解析結果は「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と概ね同様となる。

以上のことから、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一

である。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の機能喪失の確認を起点とした高圧原子炉代替注水系の手動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却開始時間は事象発生から 20 分後としているが、この時間は保守性を考慮して遅めに設定されており、実際の開始時間は早まる。この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却開始時間が変動しても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却開始が遅れた場合でも、事象発生から 60 分後（解析上の開始時間に対して 40 分の遅れ）に炉心の冷却を開始した場合、炉心が一旦露出して燃料被覆管温度が上昇するものの、その最高温度は約 859℃であり 1,200℃を超えないため、評価項目を満足することには変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナシスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナシスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シナシスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

- ② 本重要事故シーケンスにおいて、高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却並びに格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却に必要となる水の量は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」よりも炉心の冷却の開始時間が遅いことから、必要となる水の量も僅かに少なくなり、対応が可能である。

軽油量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

1-3 全交流動力電源喪失（TBD）

（1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に直流電源が機能を喪失するため、原子炉隔離時冷却系を起動できない。このため、炉心を冷却できず、逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、代替直流電源を確保し高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水によって原子炉水位を維持しつつ、原子炉圧力容器の減圧及び代替注水設備による原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却するとともに、代替交流動力電源による給電を行い、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：高圧原子炉代替注水系により炉心を冷却する。このため、高圧原子炉代替注水系及びSA用115V系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

さらに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却を実施する。このため、SA用115V系蓄電池、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付

き) 及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失+直流電源（区分 1、2）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗」を選定する。
これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。
- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、原子炉隔離時冷却系が直流電源喪失により機能喪失するものとする。
- d. 機器条件：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一である。
- e. 操作条件：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一である。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一であり、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」と同一である。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナシスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナシスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シナシスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シナシスにおいて、高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却並びに格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却に必要なとなる水の量は、事故シナシスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」よりも炉心の冷却の開始時間が遅いことから、必要となる水の量も僅かに少なくなり、対応が可能である。

軽油量については、事故シナシスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量について、必要な直流負荷に対して、SA 用 115V 系蓄電池の容量は十分大きいため対応が可能であり、その他の電力供給量については、事故シナシスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であり、対応が可能である。

1-4 全交流動力電源喪失（TBP）

（1）事故シナシスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シナシスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」（以下本節において「本事故シナシスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シナシスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能を喪失すると同時に1個の逃がし安全弁が開状態のまま固着する。このため、原子炉隔離時冷却系が起動して炉心が冷却されるが、開固着した逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉圧力が低下する。原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉隔離時冷却系が停止し炉心損傷に至る前に、代替注水設備による原子炉圧力容器への低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、230V系蓄電池（RCIC）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-115V系蓄電池、原子炉隔離時冷却系及びサプレッション・チェンバを重

大事故等対処設備として位置付ける。

また、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）により原子炉圧力容器を減圧し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却する。このため、SA用115V系蓄電池、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「外部電源喪失＋交流電源（DG-A、B）失敗＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗」を選定する。

これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である。

- c. 事故条件：外部電源、全ての非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする。さらに、1個の逃がし安全弁が開固着するものとする。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、原子炉圧力が0.74MPa[gage]に低下するまで炉心の冷却を継続するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である91m³/hとする。原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）5個（開固着している弁を除く。）を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。減圧後の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉注水のみを実施する場合は70m³/h、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は30m³/hとする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮

して 120m³/h とする。

常設代替交流電源設備による給電を開始した後の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉压力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 1,193m³/h）に従うものとし、原子炉水位回復後は、原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持しつつ、原子炉注水の停止期間中に格納容器スプレイを実施する。残留熱除去系（格納容器冷却モード）によるスプレイ流量は設計値である 1,218m³/h とし、原子炉格納容器内の圧力が、13.7kPa[gage]まで低下した場合は、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）に切り替える。

残留熱除去系（格納容器冷却モード）等の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサプレッション・プール水温度 52℃、海水温度 30℃において約 9MW とする。

- e. 操作条件：低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 2 時間 20 分後とする。逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉压力容器の減圧は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了した時点で実施する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、常設代替交流電源設備による給電、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱及び直流電源切替えの操作の条件は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 全交流動力電源喪失の発生後、主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉压力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.89MPa[gage]に抑えられる。原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却によって、原子炉水位は維持されるが、逃がし安全弁が開固着しているため、事象発生から約 1.4 時間後に原子炉隔離時冷却系が停止する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動操作による原子炉压力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水により原子炉水位は回復し、炉心の冷却が維持されることによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しく

なる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、事象発生から 24 時間 30 分後の残留熱除去系（格納容器冷却モード）、その後の残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 384kPa[gage]、最高温度は約 151°Cに抑えられる。
- c. 事象発生から 24 時間後の常設代替交流電源設備による給電の開始以降、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却と、残留熱除去系（格納容器冷却モード）又は残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を交互に切り替えることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
 - ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響
最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、速やかに低圧注水手段を準備する手順が変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。
 - イ. 操作条件の不確かさの影響
逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧操作及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却開始時間は事象開始から 2 時間 20 分後としている。この操作を行う

運転員等は、それぞれ他の操作との重複がないことから、他の操作に与える影響はない。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧操作及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水操作が遅れた場合でも、事象発生から3時間5分後（操作開始時間の45分程度の遅れ）までに逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧操作及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却を開始できれば、PCTは約805℃となり、1,200℃を超えないため、評価項目を満足することに変わりはない。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオへの対応及び復旧作業に必要な要員は、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一であり、対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約1,000m³である。これに対して、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³の水を保有しており、対応が可能である。

軽油量については、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一であり、対応が可能である。

また、重大事故等対策に必要な電力供給量については、事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一であり、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」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直流電源を用いた蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」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直流電源を用いた蒸気駆動の高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」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直流電源を用いた蒸気駆動の高圧原子炉代替注水系による炉心の冷却、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」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直流電源を用いた蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却、さらに、これらの事故シーケンスグループに対して計画している低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、常設代替交流電源設備による給電、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

各事故シーケンスグループにおいて、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）又は残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の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（非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機等）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。

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による炉心の冷却により炉心の損傷を回避した後、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」を4つの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」及び「全交流

動力電源喪失（TBP）」に分割し、各事故シーケンスグループにおける対策の有効性を確認したことにより、その対策が事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、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。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割

申請者は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重大事故等対策の有効性を確認するための重要事故シーケンスとして、当初は「外部電源喪失＋交流電源（DG-A、B）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗」のみを選定し、他の事故シーケンスは他の事故シーケンスグループにおける評価により包絡されるとしていた。

規制委員会は、機能喪失及び事象進展に関する事故シーケンスグループ間の包含関係を明確化することを求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の機能喪失要因及び対策の観点から、4つの事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」、「全交流動力電源喪失（TBU）」、「全交流動力電源喪失（TBD）」及び「全交流動力電源喪失（TBP）」を選定するとともに、各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上で有効性評価を実施するとした。

これにより、規制委員会は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する重要事故シーケンスの選定及び事故シーケンスグループの分割が適切であることを確認した。

(2) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」及び「全交流動力電源喪失（TBD）」に対する有効性評価

これらの事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系が本体の故障又は直流電源の喪失により機能を喪失する。規制委員会は、この条件下においても炉心損傷を回避するための対策を求めた。

申請者は、原子炉隔離時冷却系の代替となる高圧原子炉代替注水系を用いて、原子炉隔離時冷却系の機能喪失確認に要する時間、高圧原子炉代替注水系の起

動操作に要する時間等を考慮した上で有効性評価を実施した。高圧原子炉代替注水系は、代替直流電源の容量やサプレッション・チェンバのプール水の温度上昇等の影響を考慮しても、少なくとも 8 時間の運転が可能であり、その間に大量送水車による注水の準備が終了すること、原子炉隔離時冷却系と同様な注水特性であることから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と概ね同様の手順により炉心損傷が回避できることが示された。

これにより、規制委員会は、高圧原子炉代替注水系及び代替直流電源を用いた重大事故等対策の有効性を確認した。

(3) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失 (TBP)」に対する有効性評価

本事故シーケンスグループでは、原子炉圧力が低下し続けるため蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系又は高圧原子炉代替注水系が短時間で停止するとともに、開固着した逃がし安全弁から冷却材が流出し続ける。このため、申請者は、炉心損傷を防止できないとし、有効性評価ガイドの解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」の適用を除外するとしていた。

規制委員会は、この場合、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられているとは言えないことから、本事故シーケンスグループに対しても解析条件「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」を適用した上で、駆動源の異なる注水等、多様な手段による対策を検討するよう求めた。

申請者は、本事故シーケンスグループにおいてこの解析条件を設定し、全交流動力電源喪失環境下における系統の構成等の成立性を考慮した上で、大量送水車による原子炉圧力容器への注水等による対策の有効性を示した。

これにより、規制委員会は、本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策の有効性が示されたことを確認した。

IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」では、崩壊熱除去系のサポート系（※²⁸）故障とフロントライン系（※²⁸）故障の場合とでは、炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて、両故障についてそれぞれ事故シーケンスを選定する。サポート系故障の事故シーケンスグループとして、「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」を、フロントライン系故障の事故シーケンスグループとして、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」を選定し、各事故シーケンス

（※²⁸）フロントライン系とは、設計基準事故対処設備のうち、所要の安全機能を直接果たす設備をいい、フロントライン系が機能を果たすのに必要な設備をサポート系という。

グループについて、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

1-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

（1）事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、海水を取水する機能を喪失することに伴い最終ヒートシンクへ熱を輸送できなくなるにより、原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却を実施し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）により原子炉圧力容器を減圧した後は、機器冷却に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を実施する。このため、230V系蓄電池（RCIC）、常設代替交流電源設備、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及びタンクローリ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-115V系蓄電池、原子炉隔離時冷却系、サプレッション・チェンバ、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、残留熱除去系（低圧注水モード）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を継続する。その後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、タンクローリ及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モ

ード)、サプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」を選定する（ここで、過渡事象として給水流量の全喪失を選定し、逃がし安全弁の再閉は成功している。）。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、給水流量が全喪失しているため、事象進展が早いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、海水を取水する機能を喪失することにより非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失することから、外部電源の喪失を重畳させることで全交流動力電源喪失となり、常設代替交流電源設備による重大事故等対処設備への給電が必要になることなど、要員及び資源等の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル 2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル 3））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。
- d. 機器条件：原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大 1,193m³/h）に従うものとする。原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の伝熱容量は設計性能に基づき、熱交換器 1 基当たりサプレッション・プール水温 100℃、海水温度 30℃において、事象発生後 8 時間から 24 時間において約 16MW、事象発生後 24 時間以降において約

11MW とする。

- e. 操作条件：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の開始時間は、サブプレッション・プール水温度が 100℃に到達する事象発生から 8 時間後とする。原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の開始時間は、原子炉補機代替冷却系起動後の事象発生から 8 時間後とする。残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水は、原子炉水位が原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 海水を取水する機能を喪失することに伴い、従属的に、残留熱除去系の除熱の機能、非常用炉心冷却系の機能、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能が喪失する。原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却するとともに、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 7.89MPa[gage]に抑えられる。
事象発生から 8 時間後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位は低下するが、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を維持することによって、PCT は事象発生前の値を上回ることがなく約 309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。
- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から 8 時間後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。これにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる最高圧力は約 132kPa[gage]、最高温度は約 117℃に抑えられる。
- c. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却の継続並びに原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合において、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水が維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、減圧後速やかに残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却に移行する手順に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉補機代替冷却系の運転開始時間は、事象発生の 8 時間後としており、原子炉補機代替冷却系の準備の想定時間とほぼ同等である。

原子炉補機代替冷却系の操作開始が遅れる場合においても、格

納容器代替スプレイの実施基準である 384kPa[gage]に至る時間は、同様の事象進展となる「IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失（長期 TB）」において事象発生から約 19 時間後であり、約 11 時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、31 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352m³、原子炉補機代替冷却系用の大型送水ポンプ車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 53m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³であり、合計約 413m³ 必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約 450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730 m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³ の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

1-2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

(1) 事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が

故障した場合)」(以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。)の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く。）の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱を実施し、炉心の冷却を継続する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却を実施し、原子炉圧力容器を減圧した後は、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続する。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、原子炉隔離時冷却系及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。本事故シーケンスグループでは、残留熱除去系が機能喪失していることから、格納容器フィルタベント系を用いる。このため、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。なお、格納容器フィルタベント系には、サプレッション・チェンバ側及びドライウエル側の2経路がある。

（2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」を選定する。選定の理由は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機

能が喪失した場合)」と同一である。

- b. 解析コード：事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」と同一である。
- c. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、外部電源がない場合には常設代替交流電源設備の起動が必要となることから、要員、資源等の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル 2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル 3））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。
- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は設計値である $91\text{m}^3/\text{h}$ とする。低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた低圧原子炉代替注水ポンプの注水特性（設計値として最大 $250\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して $120\text{m}^3/\text{h}$ とする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器隔離弁（第 1 弁）を全開として、原子炉格納容器内の圧力が $427\text{kPa}[\text{gage}]$ において、 $9.8\text{kg}/\text{s}$ とする。
- e. 操作条件：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧操作は、サプレッション・プール水温が 100°C に到達する事象発生から 8 時間後に実施する。原子炉隔離時冷却系による原子炉水位の回復後は、原子炉隔離時冷却系により原子炉水位を原子炉水位低（レベル 2）から原子炉水位高（レベル 8）に維持する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、 $384\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に実施する。サプレッション・プール水位が通常水位 + 約 1.3m （真空破壊装置下端 - 0.45m ）に到達後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止し、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 給水流量が全喪失した後、原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。また、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 $7.89\text{MPa}[\text{gage}]$ に抑えられる。
原子炉水位が回復し、事象発生から 8 時間後、逃がし安全弁（自動

減圧機能付き)により原子炉圧力容器を減圧し、低圧原子炉代替注水系(常設)による炉心の冷却を継続する。これらにより、PCTは事象発生前の値を上回ることがなく約309℃となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が、原子炉格納容器内に流入することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系(可搬型)により原子炉格納容器内を冷却し、事象発生から約30時間後、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器からの除熱を実施する。これらにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約384kPa[gage]及び約153℃に抑えられる。
- c. 格納容器フィルタベント系の使用時の敷地境界での実効線量は、格納容器ベントをより早期に実施する事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」での評価結果(格納容器フィルタベント系によるベント時:約 1.7×10^{-2} mSv)以下であり、5mSvを下回る。
- d. 逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の開維持及び低圧原子炉代替注水系(常設)による炉心の冷却の継続並びに格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
SAFERの不確かさの影響については、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」と同一である。MAAPの不確かさの影響についても、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響
最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約40.6kW/m以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は

緩和されるが、炉心の冷却は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位+1.3m（真空破壊装置下端-0.45m）に到達した時（事象発生から約30時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、90分程度操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の853kPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約35時間後以降であり、約5時間の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、28名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却については、サプレッション・プール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。低圧原子炉代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却に必要な水は、7日間の対応を考慮すると、約3,600m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³、合計約7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12³、常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8³であり、合計約1,072³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730³、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45³、合計約1,225³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」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原子炉隔離時冷却系等による炉心の冷却、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等、また、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」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原子炉隔離時冷却系等による炉心の冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象＋崩壊熱除去失敗機能喪失」において、原子炉隔離時冷却系による炉心の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、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはなく、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（残留熱除去系等）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。

また、原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができるこ

とを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象+崩壊熱除去失敗機能喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」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。

IV-1. 2. 1. 5 原子炉停止機能喪失

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、主蒸気隔離弁の誤閉止、負荷の喪失等の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た場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：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、原子炉出力を低下させることができないことから、原子炉圧力容器内の圧力が上昇することにより逃がし安全弁からの水蒸気の流出が継続することで、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を低下させた後、原子炉水位を維持することにより炉心の冷却を維持し、原子炉を停止する必要がある。
- ③ 初期の対策：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を低下させる。その後、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系により炉心の冷却を維持し、ほう酸水注入系により原子炉を未臨界にする。なお、原子炉圧力容器内の圧力上昇は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて抑制する。また、自動減圧系の起動阻止スイッチの操作及び代替自動減圧機能の起動阻止スイッチの操作により自動減圧を阻止し、

減圧に伴う原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加による原子炉出力の急上昇を防止する。このため、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入系、逃がし安全弁（逃がし弁機能）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を行う。このため、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「過渡事象＋原子炉停止失敗」を選定する（ここで、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止を選定している。）。これは、出力上昇の評価の観点では、主蒸気隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力容器内の圧力上昇による正の反応度印加が生じることから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。
- b. 解析コード：炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、沸騰・ボイド率変化、原子炉圧力容器における冷却材流量変化等を取り扱うことができる REDY を用いる。さらに、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等を取り扱うことができる SCAT を用いる。なお、同コードでは、リウエット現象の効果を考慮して評価する場合、日本原子力学会標準で公開された相関式を用いる。
- c. 初期条件：炉心の状態は、9×9 燃料（A 型）及び MOX 燃料を装荷した平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べて動的ボイド係数の絶対値が大きいことから、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加の観点で厳しい設定となる。

- d. 事故条件：原子炉スクラムが失敗すること、手動での原子炉スクラムは実施できないこと及び代替制御棒挿入機能は作動しないこととする。

外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に復水・給水系及び再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから、PCT、原子炉格納容器内の圧力及びサブプレッション・プール水温の上昇の観点で厳しい設定となる。

- e. 機器条件：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉圧力高（7.41MPa[gage]）又は原子炉水位低（レベル2）で再循環ポンプが全台トリップするものとする。また、再循環ポンプが1台以上トリップすることで、運転点（原子炉出力-炉心流量）が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものとする。逃がし安全弁（逃がし弁機能）の自動作動により原子炉圧力容器内の圧力上昇を抑制するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。高圧炉心スプレイ系は原子炉水位低（レベル1H）又は格納容器圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大1,050m³/h）に従うものとする。原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、設計値である91m³/hとする。
- f. 操作条件：運転員による自動減圧系及び代替自動減圧機能の起動阻止スイッチの操作は、原子炉停止機能喪失の確認及び操作に要する時間を考慮して、事象発生から5分後に実施するものとする。ほう酸水注入系によるほう酸水の注入開始時間は、原子炉スクラム失敗の確認から10分後とする。

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始時間は、サブプレッション・プール水温が49℃に到達してから、10分後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 0秒から約30秒の期間

主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗し、原子炉圧力上昇によるボイド率の減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、燃料被覆管温度は急激に上昇する。約

2.5秒後にATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により再循環ポンプ全台がトリップし、炉心流量が低下することにより一時的にボイド率が増加して中性子束が低下し、燃料被覆管温度が低下する。以上により、中性子束は最高948%まで上昇するが、PCTは約818°Cに抑えられ、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により約8.98MPa[gage]に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの約1%以下である。

b. 約30秒から約11分の期間

主蒸気隔離弁の閉止により主蒸気が遮断され、給水加熱が喪失し、炉心冷却材温度が低下する。このため、正の反応度が印加されることにより中性子束が徐々に上昇する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じると、燃料被覆管温度が急激に上昇するが、PCTは約598°Cに抑えられる。その後、復水器ホットウエルの水位低下により電動機駆動給水ポンプがトリップするため原子炉水位が低下し、炉心流量及び中性子束が低下する。中性子束の低下に伴い蒸気発生量が低下する過程において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の開閉により一時的に原子炉圧力の変動が大きくなることで、中性子束も変動するが、PCTは約598°Cに抑えられ、再度、大きな上昇に転ずることはない。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却は維持される。

c. 約11.6分以降

事象発生から11.6分後、ほう酸水注入系を中央制御室より手動にて操作する。中性子束は徐々に低下して、原子炉は未臨界状態に至る。また、同時に残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を中央制御室より手動にて操作する。原子炉格納容器内の圧力及びサプレッション・プール水温は、それぞれ約167kPa[gage]、約110°Cに抑えられる。

d. ほう酸水注入系による未臨界の維持、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の継続、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a.、b. 及び c. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

REDY では、ATWS 時の中性子動特性挙動は一点近似動特性モデルを用いて評価され、その不確かさは、反応度フィードバック効果の不確かさにおいて考慮している。反応度フィードバック効果の不確かさは、REDY の入力値である動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の影響も受けるため、「b. 解析条件の不確かさの影響」に記載する。

SCAT では、燃料表面熱伝達等を概ね保守的に評価する相関式を採用しているため、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。

また、REDY 及び SCAT とともに、事象進展中の炉心の出力分布変化を取り扱うことができないが、保守的に中央がピークとなる軸方向出力分布を代表的に与えることにより、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。いずれも、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

動的ボイド係数には、平衡サイクル末期の値を 1.25×1.02 倍した値が一律に設定され、動的ドップラ係数には、平衡サイクル末期の値を 0.9×0.99 倍した値が一律に設定されている。事象進展中の動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の変動範囲における感度解析により、プラント挙動への影響が小さいこと及び PCT 評価値の上昇幅も数°C程度であることが確認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。

イ. 操作条件の不確かさの影響

自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作に関する解析上の開始時間は、原子炉停止機能喪失の確認及び操作に要する時間等を考慮して事象発生から約 5 分後と設定しており、本操作が中央制御室制御盤スイッチの簡易な操作であること等を考慮すると、実際の操作開始時間とほぼ同等である。自動起動阻止操作が行われず自動減圧系が作動した場合でも、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水が始まる原子炉圧力に減圧されるまでに約 130 秒間はあることから、運転員 1 名が中央制御室から開状態

の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を手動により閉止し、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を防止するには、時間余裕がある。

ほう酸水注入系運転操作の開始時間については、事象発生から11.6分後としているが、実際の操作は原子炉スクラムの失敗を確認次第、再循環ポンプの停止確認並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の起動阻止スイッチの手動操作後に速やかに実施する手順となっており、実際の操作は早まることから、原子炉格納容器内の圧力及び温度は解析結果よりも低くなる可能性があり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

c. 感度解析による影響評価

定格出力時における炉心流量が小さい場合には、相対的にボイド率が高く、主蒸気隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力上昇時に印加される正のボイド反応度は大きくなり、事象進展に影響を与えるため、定格出力時における炉心流量について感度解析を実施した。炉心流量を最確条件のうち最小（定格炉心流量の85%）とした場合、PCTは約820℃、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約9.04MPa[gage]となるが、評価項目を満足することには変わりはない。

PCT及び燃料被覆管の酸化量の評価においては、燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が生じた際にリウエット現象を考慮しているが、炉心流量を最確条件のうち最小（定格炉心流量の85%）とし、かつ、リウエット現象を考慮しない場合でも、PCTは約1,155℃及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの5%以下となり、評価項目を満足することには変わりはない。

d. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、11名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

外部電源の喪失を仮定した場合には、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は、約8m³であり、合計約708m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画しているATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の維持、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等が事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「過渡事象＋原子炉停止失敗」において、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下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（原子炉停止機能）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。

また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下等により炉心損傷を回避した後、ほう酸注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によ

る原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象+原子炉停止失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループ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。

IV-1.2.1.6 LOCA 時注水機能喪失

事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能の喪失と低圧注水機能の喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、常設代替交流電源設備、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。本重要事故シーケンスにおいては、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、格納容器フィルタベント系を用いる。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、常設代替交流電源設備、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を選定する（ここで、逃がし安全弁の再閉は成功している。）。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、原子炉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。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：破断面積は、約 3.1cm^2 とする。これは、破断を想定する配管に対して、低圧原子炉代替注水系（常設）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行う範囲として設定したものである。

破断位置は、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である再循環配管（出口ノズル）（配管断面積：約 0.16m^2 ）とする。この破断位置においては、大きな水頭がかかるとともに液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出流量が大きくなることから、炉心の冷却の観点で厳しい設定となる。

また、外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、復水・給水系による原子炉压力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル3））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となる。

- d. 機器条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた低圧原子炉代替注水ポンプの注水特性（設計値として最大 250m³/h）に従うものとし、水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉压力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 120m³/h とする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器隔離弁（第1弁）を全開として、原子炉格納容器圧力が 427kPa[gage] において、9.8kg/s とする。
- e. 操作条件：原子炉压力容器の減圧の開始時間は、低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間等を考慮し、事象発生から 30 分後とする。
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が、384kPa[gage]に到達した場合に実施する。サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m（真空破壊装置下端-0.45m）に到達後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止し、その 10 分後に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。
- f. 敷地境界の実効線量評価の条件：格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界の実効線量評価では、冷却材中の FP は運転上許容される最大濃度で存在するとし、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの FP の放出量は過去の実測値に基づき余裕を考慮して設定するなど、保守的な設計基準事故時の評価手法を用いる。また、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による無機よう素に対する除染係数は 5、格納容器フィルタベント系による有機よう素の除染係数は 50、無機よう素の除染係数は 100 とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、外部電源喪失による原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル 2）による主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約 7.89MPa[gage]に抑えられる。

また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却により、PCT は約 779°Cに抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下となる。

- b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 27 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 384kPa[gage]、最高温度は約 153°Cに抑えられる。
- c. 格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界での実効線量は約 1.7×10^{-2} mSv となり 5mSv を下回る。
- d. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却の継続並びに格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。また、c. より、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点と

している操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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小さい。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

破断面積の大きさにより原子炉压力容器からの原子炉冷却材の流出量の変動し、初期の原子炉水位低下挙動に影響を与えるが、破断面積が設定値より小さければ運転員等の操作時間の余裕は大きくなる。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉压力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 30 分後としているが、この時間は低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定されている。低圧原子炉代替注水系（常設）の準備操作は、保守性を考慮して設定されていることから、実際の準備時間は早まる。この場合、減圧操作も早まることから、炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉压力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却も遅れることとなる。事象発生から 35 分後（解析上の開始時間に対して 5 分遅れ）までに低圧原子炉代

替注水系（常設）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCTは約842℃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よりは変わらない。

また、この場合でも燃料被覆管の破裂は発生せず、この場合の格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、②c. と同等となり約 1.7×10^{-2} mSvであり、5mSvを下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達（事象発生から約27時間後）した場合に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約90分操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の853kPa[gage]に至る時間は、過圧の観点で厳しい「IV－1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約35時間後以降であり、約8時間の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、28名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約3,400m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³、合計約7,740m³の水を保有しており、対応が可能

である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約1,072m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対応設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいと見做され、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の中央制御室からの手動遠隔操作による原子炉圧力容器の減圧、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」において炉心の損傷を回避するための低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等を行い、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱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、また、周辺の公衆に対して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。

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（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系等）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。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができる

ことを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループ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。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 中小 LOCA 時の破断の考え方

規制委員会は、重要事故シーケンス「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」において、申請者が設定した破断に関する解析条件の妥当性について説明を求めた。

申請者は、低圧原子炉代替注水系（常設）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行うとの観点から、燃料被覆管の破裂を回避できる範囲（※²⁹）を考慮し、破断面積及び破断位置を設定していることを示した。

具体的には、事故条件において原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である配管における破断（破断面積約 3.1cm²（※³⁰））を解析における事故条件として選定し、また、破断面積の不確かさを考慮し約 4.2cm²の破断まで燃料被覆管の破裂の回避が可能であることを示した。

加えて、本重要事故シーケンスにおいて、破断面積約 3.1cm²及び約 4.2cm²の事象進展の比較により、これらに大きな差は生じず（※³¹）、中破断 LOCA の破断面積の設定による影響が小さいことを示し、破断面積約 3.1cm²が本重要事故シーケンスの特徴を代表できることを示した。

これにより、規制委員会は、破断に関する解析条件が妥当であるものと判断

（※²⁹）燃料被覆管の破裂が生じた場合、敷地境界での実効線量の目安（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を満足できなくなる可能性がある。

（※³⁰）液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きく、気相部配管（主蒸気配管）における破断面積約 120cm²に相当する。

（※³¹）破断面積約 3.1cm²の場合では、事象発生から約 30 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 779℃となり、破断面積約 4.2cm²の場合では、事象発生から約 30 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 817℃となる。PCT に差は生じるものの、事象進展に有意な差は生じず、評価項目を満足することには変わりはない。

した。

なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した。

IV-1.2.1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の破断の発生後、破断箇所との隔離に失敗した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

（1）本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。
- ② 対策の考え方：炉心損傷を防止するためには、炉心の冷却を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを抑制する必要がある。さらに、破断箇所との隔離を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを停止する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により、炉心の冷却を維持する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）、サブプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。その後、漏えいする水の温度を低下させるため残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行い、環境改善後に破断箇所との隔離を行う。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び残留熱除去系注水弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

- ④ 安定状態に向けた対策：高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を継続する。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける炉心損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「インターフェイスシステム LOCA」を選定する。これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。
- c. 事故条件：原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の隔離弁の故障等により、開閉試験中にインターフェイスシステム LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材の漏えい箇所は、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管とする。これは、隔離弁が 2 弁となる系統（※³²）であって、開閉試験を実施する系統のうち、インターフェイスシステム LOCA の発生する可能性が最も高い系統であることから漏えいが発生する系統として想定する。破断面積は、熱交換器フランジ部について、保守的にガスケットに期待しない場合にフランジ部に生じる間隙の面積として約 16cm²、残留熱除去系の低圧設計部である計器の破断面積として保守的に約 1cm²とする。

外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点で厳しい設定となる。ただし、外部電源がある場合も包含する条件として、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル 2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラム（原子炉水位低（レベル 3））までは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい

（※³²）具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系注入ラインが挙げられている。これらの系統のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は低圧設計配管まで 2 弁であるものの、運転中の開閉試験は行われない。

設定となる。

- d. 機器条件：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は設計値である $91\text{m}^3/\text{h}$ とする。高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル 1H）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は原子炉圧力に応じた高圧炉心スプレイ・ポンプの注水特性（設計値として最大 $1,050\text{m}^3/\text{h}$ ）に従うものとする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。
- e. 操作条件：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作は、インターフェイスシステム LOCA の発生確認、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離操作及び隔離操作の失敗判断の時間を考慮し、事象発生から 30 分後に開始するものとする。中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離は失敗することとし、破断箇所隔離操作は、原子炉冷却材漏えいにより温度が上昇した原子炉建物原子炉棟内のアクセスルート及び現場操作場所が作業可能な温度に低下するまでの時間を考慮して、事象発生から 9 時間後に開始するものとし、現場操作場所への移動時間と現場での隔離操作時間の合計約 40 分を考慮し、事象発生から 10 時間後に終了するものとする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は以下のとおりである。

- a. 残留熱除去系の破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放するとともに、原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により、炉心の冷却は維持される。また、炉心の冷却を継続しつつ、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）により原子炉圧力容器を減圧することで、破断箇所からの原子炉冷却材の漏えいが抑制される。これらにより、PCT は事象発生前の値である約 309°C を上回ることがなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 $7.89\text{MPa}[\text{gage}]$ に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。
- b. 現場における弁操作により残留熱除去系の破断箇所の隔離を行うことで、残留熱除去系からの漏えいが停止する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動による原子炉格納容器内への水蒸気の流入により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、原子炉格納容器の限界圧力及び温度を下回る。

- c. 健全側の残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を行い、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。

上記 a. 及び b. より、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。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心の冠水は概ね維持され、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向が運転員等の操作時間に与える影響はない。

- b. 解析条件の不確かさの影響

- ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、炉心の冠水が維持されており、燃料被覆管温度は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目を満足することには変わりはない。

- イ. 操作条件の不確かさの影響

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧操作開始は事象発生から 30 分後としている。原子炉圧力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却が維持されるため、操作開始時間が変動したとしても、評価項目を満足することには変わりはない。破断箇所の隔離操作は事象発生から 10 時間後に終了するとしているが、隔離の有無にかかわらず、高圧炉心スプレイ系により、炉心の冠水が維持されることから、操作時間には余裕がある。

- c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオへの対応及び復旧作業に必要な要員は、10名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環しており、インターフェイスシステム LOCA 発生後の隔離までの流出量は600m³であるが、サプレッション・チェンバに約2,800m³の水を保有していることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約708m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シナリオグループに対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シナリオ「インターフェイスシステム LOCA」において、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系による炉心の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（残留熱除去系 1 系統）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。

また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧及び運転員の破断箇所隔離により炉心の損傷を回避するとともに、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「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」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループ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。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) インターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境

申請者は、インターフェイスシステム LOCA の漏えい箇所の隔離は、中央制御室での遠隔操作が失敗することを想定して、インターフェイスシステム LOCA の発生箇所とは異なる区画にて現場における隔離操作を行うとした。しかし、その現場操作の成立性について十分な説明がなされなかった。

このため、規制委員会は、その成立性を詳細に示すよう求めた。申請者は、発生し得るインターフェイスシステム LOCA 時における隔離操作を行う現場環境を評価した結果、事象発生から約 9 時間後のアクセスルート及び隔離操作場所の雰囲気温度の最大値は約 44℃、空間線量率の最大値は約 1.3mSv/h であり、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を着用することにより確実に現場作業が成立することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA における漏え

い箇所の現場での隔離操作に成立性があるものと判断した。

(2) インターフェイスシステム LOCA の確認

申請者は当初、インターフェイスシステム LOCA 発生の確認の実現性について明確にしていなかった。

このため、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の確認の実現性を示すよう求めた。申請者は、インターフェイスシステム LOCA の発生を原子炉水位、原子炉圧力、格納容器内圧力（ドライウエル）、ドライウエル雰囲気温度及び系統のポンプ吐出圧力により確認することを示した。

これにより、規制委員会は、インターフェイスシステム LOCA の発生の確認が可能であることを判断した。

IV-1. 2. 2 格納容器破損防止対策

第37条第2項は、発電用原子炉施設について、重大事故が発生した場合において、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を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないことを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(i)の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。

- (a) 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。
- (b) 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。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※³³）。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること（ドライ条件に換算して水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であるこ

(※³³) 有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていること」としている。

と。)

(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。

(h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

上記の評価項目(a)及び(b)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としている。

申請者は、上記の評価項目(a)及び(b)について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する圧力(以下「限界圧力」という。)及び温度(以下「限界温度」という。)として最高使用圧力の2倍(2Pd)及び200°Cを定めている。その根拠として、原子炉格納容器本体及び実機条件下でリークパスとなる可能性が考えられるドライウェル主フランジ、エアロック、配管貫通部等を対象として、設計・建設規格に基づく評価結果、評価対象機器を模擬した試験体による実測値及び有限要素法による解析結果を示した。

以上のことから、規制委員会は、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。

IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」(以下本節において「本格納容器破損モード」という。)では、雰囲気圧力及び温度による静的負荷の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。対策の一部である原子炉格納容器からの除熱のための手段として、代替循環冷却系を使用する場合と、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の2通りの対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(a) 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。」、「(b) 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。」、「(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染

の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」及び「(g)可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。ただし、評価項目(g)に関しては、可燃性ガスの燃焼が生じた場合においても(a)の要件を満足するかは「IV-1.2.2.4 水素燃焼」において確認した。

本格納容器破損モードにおいては、原子炉圧力容器の破損が回避される場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。なお、原子炉圧力容器が破損する場合についての格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

1. 申請内容

1-1 代替循環冷却系を使用する場合

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の熱により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力又は最高使用温度に到達し、その後、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力の上昇を抑制する観点及び原子炉格納容器雰囲気の過熱を防止する観点から、炉心へ注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱代替除去系（※³⁴）による原子炉格納容器からの除熱及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施する。このため、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置、常設代替交流電源設備及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機用燃料貯蔵タンク等を重大

（※³⁴）申請者は、代替循環冷却系の名称を「残留熱代替除去系」としている。

事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「冷却材喪失（大破断 LOCA）＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定する。

これは、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇並びに時間余裕の観点から、原子炉格納容器への冷却材流出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、高圧注水機能、低圧注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質量の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた事故シーケンスは、過圧・過温破損に対しては「LOCA」であり、対応時間などを厳しく評価する観点から、LOCA と全交流動力電源喪失との重畳を考慮する。さらに、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、サブプレッション・チェンバのプール水冷却等の現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。

- c. 事故条件：起因事象として大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉圧力容器内の保有水量並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度を厳しく評価するため、破断箇所は再循環配管（出口ノズル）とする。安全機能の喪失に対する仮定として、非常用炉心冷却系の機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失との重畳を考慮する。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度の評価においては、炉心損傷時のジルコニウム－水反応による水素発生及び化学反応熱を考慮する。

- d. 機器条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた低圧原子炉代替注水ポンプの注水特性（設計値として最大 250m³/h）に従うものとし、水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。残留熱代替除去系による循環流量は、原子炉格納容器からの除熱に必要な量を考慮して 150m³/h とする。可

搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入量は、原子炉格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な量を考慮して $100\text{Nm}^3/\text{h}$ (窒素 $99.9\text{Nm}^3/\text{h}$ 及び酸素 $0.1\text{Nm}^3/\text{h}$) とする。

- e. 操作条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作を考慮し、事象発生から 30 分後とする。残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮し、事象発生から 10 時間後とする。残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器からの除熱の開始に伴い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を停止する。可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入は、可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮し、事象発生から 12 時間後とする。
- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の 100% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建物を經由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部等における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。また、非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟内の負圧が達成されるまでの 70 分間は、原子炉建物に漏えいした全量が大气に放出されるものとする。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、

事象発生から約 5 分後に PCT が約 727°C に到達するが、常設代替交流電源設備からの給電により、事象発生から 30 分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことで、原子炉水位が回復し、炉心は再冠水するため、原子炉圧力容器は破損しない。

- b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から 10 時間後）により、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され、低下傾向に転じる。その後、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給（事象発生から 12 時間後）により原子炉格納容器圧力は一時的に上昇に転じるが、原子炉格納容器の最高圧力は約 370kPa[gage]、最高温度は約 181°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は安定して推移し、安定状態となっている。
- c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 1% 以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。
- d. 原子炉格納容器から原子炉建物へ漏えいし、環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 1.1TBq であり、100TBq を下回っている。上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること及び上記 c. より、評価項目 (g) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP の原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数°C 程度、圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。したがって、MAAP 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小さい。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア．初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

燃焼度は、解析条件の 33GWd/t に対して最確条件では約 30GWd/t である。このため、実際の崩壊熱は小さくなり原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇は遅くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

イ．操作条件の不確かさの影響

常設代替交流電源設備からの受電後の低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から 30 分後としており、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間は早まり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。常設代替交流電源設備からの受電開始時間が遅れた場合、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から 60 分（解析上の開始時間に対して 30 分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水を開始した場合、原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはない。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から 10 時間後であるが、本操作が遅れ、原子炉格納容器内の圧力が 640kPa[gage]に到達し、格納容器代替スプレーによる原子炉格納容器の圧力制御を開始した後、サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達するまで（事象発生から約 32 時間後）には十分な時間余裕がある。

c．不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は 31 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。

② 本評価事故シナリオにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約500m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³、合計約7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約53m³、可搬式窒素供給装置を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約433m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

1-2 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ② 対策の考え方：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ③ 初期の対策：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、格納容器フィルタベント系（※³⁵）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディー

(※³⁵) 申請者は、格納容器圧力逃がし装置の名称を「格納容器フィルタベント系」としている。

ゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- b. 解析コード：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- c. 事故条件：代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- d. 機器条件：低圧原子炉代替注水系（常設）に係る機器条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇の抑制に必要な量を考慮して $120\text{m}^3/\text{h}$ とする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器隔離弁（第1弁）を全開として、原子炉格納容器内の圧力が $427\text{kPa}[\text{gage}]$ において、 9.8kg/s とする。
- e. 操作条件：低圧原子炉代替注水系（常設）に係る操作条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が $640\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した場合に開始し、 $588\text{kPa}[\text{gage}]$ に低下した場合又はサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m （真空破壊装置下端－ 0.45m ）に到達した場合に停止する。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m （真空破壊装置下端－ 0.45m ）到達から10分後に実施する。なお、中央制御室からの弁の開操作に失敗した場合でも、原子炉格納容器内の圧力が $853\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達する前に現場において弁の開操作を実施することができる。

- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生までの運転時間、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率、原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数、非常用ガス処理系を考慮した原子炉建物から大気への放出等の条件は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建物を經由して環境に放出されるとともに、格納容器フィルタベント系によるベントにより原子炉格納容器から環境に放出されるものとする。格納容器フィルタベント系の粒子状放射性物質に対する除染係数は $1,000$ とする。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 5 分後に PCT が約 727°C に到達するが、常設代替交流電源設備による給電により、事象発生から 30 分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し、炉心は再冠水するため、原子炉圧力容器は破損しない。
 - b. 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 32 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 659kPa [gage]、最高温度は約 181°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は低下傾向となることから、安定状態となる。
 - c. 原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 2% 以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはない。
 - d. 原子炉格納容器から原子炉建物へ漏えいし、環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 1.4TBq である。これに加え、格納容器フィルタベント系を経由して原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、サプレッション・チェンバ側からベントした場合は 7 日間で約 2.1×10^{-3} TBq、ドライウエル側からベントした場合は 7 日間で約 3.4TBq となる。原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で最大約 4.8TBq であり、100TBq を下回っている。
- 上記 b.、c. 及び d. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。さらに、後述する格納容器破損モード「IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していること及び上記 c. より、評価項目 (g) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP については、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

イ. 操作条件の不確かさの影響

常設代替交流電源設備からの受電後の低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却開始時間等に係る操作条件の不確かさの影響は、代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約 32 時間後であり、準備時間が確保できることから十分な時間余裕がある。また、この操作が遅れた場合でも、原子炉格納容器の限界圧力の 853kPa[gage]に至る時間は、事象発生から約 35 時間後以降であり、約 3 時間の余裕があることから時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は 31 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 3,200m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約 740m³、輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³、合計約 7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な

る軽油量は約 352m³、大量送水車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12m³、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 53m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³ であり、合計約 425m³ 必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約 450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³ の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードに対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水及び残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、格納容器フィルタベント系を使用する場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水及び残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、格納容器フィルタベント系を使用する場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b)、(c) 及び (g) を満足している。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ても、評価項目 (a)、(b)、(c) 及び (g) 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（残留熱除去系等）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格納容器破損防止対策となり得る。また、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「冷却材喪失

（大破断 LOCA）＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

（1）格納容器ベントの判断基準（サプレッション・プールの水位）の見直し

申請者は、格納容器ベントの判断基準として、ウェットウェルベントラインが水没しない外部注水総量 4,000m³ 到達時（サプレッション・プール水位が通常水位＋約 2.4m）としていた。この注水量では、真空破壊装置が水没し、ベント管に水位が形成されるが、これは一時的なものであることから、弾性設計用地震動と組み合わせないとしていた。

これに対し、規制委員会は、重大事故の事象進展の不確かさを踏まえ、弾性設計用地震動との荷重の組み合わせの考え方を詳細に説明するよう求めた。

申請者は、重大事故の事象進展の不確かさを踏まえ、ベント管に水位が形成された状態で弾性設計用地震動との荷重を組み合わせした場合、ベント管のヘッダ接続部に発生する応力が、許容応力を超えることが判明したことから、格納容器ベントの実施判断基準をサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）到達時に下げる方針を示した。

これにより、規制委員会は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施判断基準が、重大事故の事象進展の不確かさを踏まえ、弾性設計用地震動との荷重の組み合わせを適切に考慮したものであることを確認した。

（2）原子炉圧力容器が破損する場合の評価

申請者は、MAAP を用いた解析の結果に基づき、本評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）＋ECCS 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」においては事象発生から 30 分後に原子炉圧力容器への注水を開始することで原子炉圧力容器の破損を回避できるとし、原子炉圧力容器が破損する場合の評価は不要としていた。

これに対し、規制委員会は、炉心損傷後の事故進展挙動の解析は現時点にお

ける最新の知見をもってしても不確かさが大きく、原子炉压力容器の破損の有無という大きな事象分岐をその解析結果を根拠に決定論的に判断すべきではないとの観点から、原子炉压力容器が破損する場合についても評価を求めた。

申請者は、原子炉压力容器破損後の格納容器破損防止対策の有効性を評価する「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」(※³⁶)の解析結果により、原子炉压力容器が破損する場合に対する格納容器過圧・過温破損の防止対策の有効性を確認できることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉压力容器が破損に至る場合の格納容器過圧・過温破損防止対策の有効性についても、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」により確認した。(「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」を参照)

(3) Cs-137 の放出量評価におけるベント経路の影響

申請者は、Cs-137 の放出量評価において、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントをサプレッション・チェンバ側から実施した場合の放出量をもって最大放出量としていた。

これに対し、規制委員会は、格納容器フィルタベント系の実施手順にドライウエル側からベントを行う場合も含まれることから、ベント時にサプレッション・プール水でのスクラビングに期待できないドライウエル側からのベントについても放出量の評価を求め、さらに、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建物を經由して環境に放出される量についても考慮した評価を求めた。

申請者は、ドライウエル側からベントした場合の放出量进行评估するとともに、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用い、さらに、評価を厳しくするために原子炉建物内での沈着等による放射性物質除去効果を考慮しないものとして、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建物を經由して環境に放出される Cs-137 の量を評価し、それらの合計が 100TBq より十分低いことを示した。

これにより、規制委員会は、本評価事故シーケンスにおける Cs-137 の放出量が、残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系のいずれを使用した場合においても、100TBq を下回ることを確認した。

IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」(以下本節に

(※³⁶) 申請者は、原子炉压力容器が破損する場合の解析条件を「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にまとめている。

において「本格納容器破損モード」という。)では、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷する観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(d)原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

なお、原子炉圧力容器の破損後については、「IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気は直接加熱されることで、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに原子炉圧力容器の減圧を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前までに逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧を実施する。また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、常設代替交流電源設備、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び

解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH 発生」を選定する。これは、PRA の手法により抽出されたシーケンスであり、時間余裕の観点から、事象進展が早く炉心損傷までの経過時間がより短くなるような過渡事象（給水流量の全喪失）を起因事象とし、原子炉圧力容器の破損時における原子炉圧力の厳しさの観点から、原子炉圧力容器内が高圧で維持される状態を想定することで、より厳しい事故シーケンスであることから選定している。

なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためには、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させる必要がある。そのため、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないものと仮定することで、事象を炉心損傷に進展させ、さらに、原子炉圧力容器の破損に進展させるものとする。

「IV－1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「IV－1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させるために、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないと仮定した場合、事象進展及び運転員等の操作時間は本評価事故シーケンスと同じとなる。

- b. 解析コード：逃がし安全弁からの冷却材流出（臨界流・差圧流）、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心－冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損等の現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

高圧注水機能及び低圧注水機能が全て喪失するとし、これに伴い、自動減圧系は作動しないものとする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水にも期待しないものとする。

さらに対応時間などを厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。原子炉圧力を厳しく評価するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ、逃がし安全弁等については破損や漏えい等は考慮しない。

- d. 機器条件：原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個を使用し、1 個当たりの容量は設計値とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量は、120m³/h とする。その他は、「IV－1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

- e. 操作条件：原子炉圧力容器の減圧操作は、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した場合に実施し、減圧操作後は、原子炉圧力容器破損時まで、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開状態に維持する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合に開始する。その他は、「IV-1. 2. 2. 5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は以下のとおりである。

- a. 原子炉圧力容器への注水ができないことから、原子炉水位は急速に低下して炉心が露出し、事象発生から約 1.1 時間後に炉心損傷に至る。事象発生から約 1.0 時間後に、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧を実施することから、原子炉圧力容器破損の時点（事象発生から約 5.4 時間後）の圧力は約 0.1MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]以下に抑えられる。
- b. 原子炉圧力容器破損後の事象進展解析結果は、「IV-1. 2. 2. 5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(d)を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

MAAP による原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFER による評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）ため、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始時間への影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響も小さい。

炉心ヒートアップ、原子炉圧力容器における熔融炉心のリロケーション、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達及び原子炉圧力容器破損に係る不確かさがある。これらについては、感度解析を実施しており（※³⁷）、いずれのケースにおいても、原子炉圧力への影響が小さいことが

（※³⁷）「IV-1. 2. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」2.（4）MAAP を参照。

確認されており、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることには変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、操作開始までの時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器の破損までに減圧操作を完了する必要があるが、操作時間は 10 分であり、事象発生から約 1.0 時間後の原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達時に開始することから、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器の破損まで十分な時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 2. 5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードに対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH 発生」において、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目 (d) を満足している。

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ても、評価項目(d)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（非常用炉心冷却系等）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格納容器破損防止対策となり得る。

また、原子炉圧力容器の減圧により、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 逃がし安全弁の開保持機能の維持

申請者は、本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器が破損するまで（事象発生から約5.4時間後）、逃がし安全弁の開保持により過熱蒸気の流出を継続するとしていた。

規制委員会は、過熱蒸気が長時間にわたり逃がし安全弁を通過しても、開保持機能が維持されることの確実性について説明を求めた。

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の本体部と補助作動装置の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した。さらに、原子炉圧力容器の減圧を継続している状況で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により逃がし安全弁の温度上昇を抑制する手順とすることで、減圧中の開保持をより確実にする方針であることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉压力容器を減圧する過程において、過熱蒸気が逃がし安全弁を通過しても、開保持機能の信頼性は高いことを確認した。

(2) 原子炉压力容器への注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方

申請者は、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個を用いて、原子炉压力容器の減圧を実施するとしていた。

規制委員会は、事象進展への影響を踏まえて減圧開始の条件の考え方を説明するように求めた。

申請者は、減圧開始のタイミングについては、原子炉压力容器内の保有水により燃料を冷却する効果を期待するために原子炉減圧を遅らせること及びジルコニウム-水反応による水素発生量を抑制する観点から、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点が妥当であることを示した。また、開放する逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の数が 1 個の場合は水素発生量が大きくなること、他方で弁の個数を多くするほど、原子炉压力容器内の蒸気流量が大きくなり、燃料被覆管に対する負荷が増加することから、開放する弁数を 2 個とすることが妥当であることを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉減圧の考え方が妥当であることを確認した。

IV-1. 2. 2. 3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」（以下本節において「本格格納容器破損モード」という。）では、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）により生じる一時的な圧力の急上昇の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(e) 急速な原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と共通する事項を省略し、本格格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

1. 申請内容

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、熔融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧力スパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。本格納容器破損モードの特徴として、熔融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉格納容器の破損を防止するためには、熔融炉心と冷却水との接触による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前の対策は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の減圧開始後は「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。初期の対策のうち本格納容器破損モードに対するものは、圧力スパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できる水位として、原子炉圧力容器破損前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による逃がし安全弁の温度上昇の抑制の結果として形成され、また熔融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果も有するペDESTALの水位を 2.4m に設定することである。このため、ペDESTAL水位計（※³⁸）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- ④ 安定状態に向けた対策：「IV-1.2.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI 発生」を選定する。

(※³⁸) 申請者が用いている水位計の名称は「ペDESTAL水位」であるが、計測器であることが判別できるようにペDESTAL水位計と記載している。また、本審査書では、その他の計測器についても同様に計測器名称であることが判別できるように記載している。

これは、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点から、原子炉圧力容器下部からまとまって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損するシーケンスのうち、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく溶融炉心の保有熱量が小さくなる LOCA を起因とするシーケンスを除外し、溶融炉心の保有熱量が大きくなり、かつ、事象初期の高圧注水が行えず水位低下が早くなることで事象進展がより厳しくなる事故シーケンスであることから選定する。

- b. 解析コード：原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉圧力容器外の FCI 等の現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。
- d. 機器条件：原子炉圧力容器破損前は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。
- e. 操作条件：原子炉圧力容器破損前は「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。なお、本格納容器破損モードにおける評価項目に関連する解析結果は以下のとおりである。

- a. 事象発生から約 5.4 時間後には原子炉圧力容器破損に至り、溶融燃料の流出により圧力スパイクが生じることから原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、その際の最高圧力・最高温度はそれぞれ約 193kPa[gage]及び約 123℃にとどまる。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(e)を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

原子炉圧力容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧力スパイクへの影響因子として、ペDESTAL水位、破損口径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析等を実施した。その結果、これらのパラメータが圧力スパイクに与える影響は小さいことが確認されている（※³⁹）ことから、解析コード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小さい。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定していない「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能の喪失を仮定した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、圧力スパイクによる原子炉格納容器内の圧力の最大値は約 301kPa[gage]であり、限界圧力には至らず、評価項目を満足することには変わりはない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 3.1 時間後であり、原子炉格納容器下部への注水準備は、事象発生から約 2.5 時間で完了することから、約 0.6 時間の余裕がある。その後、原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃で注水を開始し、約 1.9 時間後（事象発生から約 5.0 時間後）に、ペDESTAL水位 2.4m まで注水できることから、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約 0.4 時間の時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件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小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及

（※³⁹）「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」2.（4）MAAP を参照。

び燃料等については、「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードにおいて、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、規制委員会は、格納容器破損防止対策として申請者が計画している「IV-1.2.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI 発生」において、原子炉格納容器下部水位の設定を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(e)を満足している。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ても、評価項目(e)を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）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格納容器破損防止対策となり得る。また、「IV-1.2.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI 発生」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 水蒸気爆発が実機において発生する可能性

申請者は、原子炉圧力容器外の FCI のうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。

これに対して、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

申請者は、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げ、これらのうち、水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液-液直接接触を生じさせていること、又は溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起りやすいことを示した。

これにより、規制委員会は、原子炉圧力容器外の FCI で生じる事象として、水蒸気爆発は除外し圧力スパイクを考慮すべきであることを確認した。

IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼

格納容器破損モード「水素燃焼」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること（ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。）」について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

本節では、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モードに特有の事項を中心に記載する。

また、本格納容器破損モードにおいては、原子炉圧力容器の破損が回避される場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。なお、原子炉圧力容器が破損する場合についての格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。

1. 申請内容

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等によって水素ガスが発生し、発生した水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性化し、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化する。これに用いる窒素ガス制御系は、重大事故等が発生した際に使用するものではないため設計基準対象施設とする。その他の対策は、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う。このため、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。その他の対策は、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

（2）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：PRAの手法では抽出されないものの、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」を選定する。

原子炉運転中は窒素ガス置換により原子炉格納容器内の酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。大破断 LOCA 時には、水素濃度が 13vol%を上回るものの、その他のプラント損傷状態に比べてジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり水素発生量が抑えられることから酸素濃度が相対的に高くなることなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合、原子炉格

納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気により水素ガス及び酸素ガスの分圧が低く維持されることで原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる。このため、水素燃焼の観点で厳しくなる代替循環冷却系を使用する場合を評価する。

- b. 解析コード：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- c. 事故条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、MAAP の評価結果から得られた値を用いる。これは、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合と比べて原子炉格納容器内の水素濃度が低下するため酸素濃度が増加すること、どちらの場合においても水素濃度が13vol%を超えることには変わりはないことから、水素燃焼の観点で厳しい設定となる。原子炉格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol%とする。水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合（以下「G値」という。）は、それぞれ0.06分子/100eV、0.03分子/100eVとする。
- d. 機器条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- e. 操作条件：「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 炉心の露出から再冠水までの間に、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の約7.8%が水と反応して水素ガスが発生する。これにより、事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%（ドライ条件）を上回る。また、水の放射線分解によって水素ガス及び酸素ガスが発生する。
- b. ドライ条件に換算したドライウェル内の酸素濃度は、事象発生の約4時間後から約12時間後まで5vol%を上回るが、この期間はLOCA破

断口からの水蒸気によりドライウエル内が満たされ、ドライウエル内の酸素濃度は約 0.1vol% (ウェット条件) である。

- c. 事象発生から 7 日後におけるドライウエル内の酸素濃度は約 1.2vol% (ドライ条件)、サブプレッション・チェンバ内の酸素濃度は約 2.8vol% (ドライ条件) であり、5vol% を下回る。
- d. **その後も** 水素濃度及び酸素濃度を監視し、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱が開始された 2 時間後に原子炉格納容器内に窒素を注入するとともに、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、水素濃度及び酸素濃度を低減することで安定状態を維持できる。
- e. その他の事象進展解析結果は、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同じである。

上記 b. 及び c. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響
 - 「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
- b. 解析条件の不確かさの影響
 - ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響
 - G 値の不確かさから、水の放射線分解による酸素ガスの発生が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性がある。G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値 ((沸騰状態の場合) 水素ガス:0.4 分子/100eV、酸素ガス:0.2 分子/100eV、(非沸騰状態の場合) 水素ガス:0.25 分子/100eV、酸素ガス:0.125 分子/100eV) とした場合の評価を実施した。その結果、原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器ベントの判断基準である 4.4vol% (ドライ条件) に到達するのは事象発生から約 85 時間後である。この場合、格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の気体の排出を行うことにより、評価項目を満足することになりはしない。(3.(1)を参照。)

イ. 操作条件の不確かさの影響

「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードに対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、原子炉起動時に窒素ガス制御系を用いた原子炉格納容器内の不活性化等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足している。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ても、評価項目(f)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（残留熱除去系等）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格納容器破損防止対策となり得る。

また、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合に示した対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失

失+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 評価に用いる G 値の妥当性

申請者は、解析条件に用いる G 値を水素ガス 0.06 分子/100eV、酸素ガス 0.03 分子/100eV としている。

規制委員会は、知見が少ない G 値について、不確かさに対する検討が不足している点を指摘し、G 値の不確かさを踏まえた酸素発生について検討することを求めた。

申請者は、これに対し以下のことを示した。

- ① G 値の不確かさを考慮し、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値（沸騰状態の場合）水素ガス:0.4 分子/100eV、酸素ガス:0.2 分子/100eV、（非沸騰状態の場合）水素ガス:0.25 分子/100eV、酸素ガス:0.125 分子/100eV）とした場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約 12 時間後に可搬式窒素供給装置を用いた窒素供給を行うことで、事象発生から約 85 時間後に 4.4vol%（ドライ条件）に到達する（※⁴⁰）。
- ② 上記①の場合、格納容器フィルタベント系（※⁴¹）を用いて原子炉格納容器内の気体を排出することにより、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は、ほぼ 0vol%（ウェット条件）まで低下するし、~~ドライ条件でも 5vol% を下回る~~。また、格納容器ベントの実施時間が、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の格納容器圧力逃がし装置を使用する場合より遅いため、Cs-137 の放出量は、約 4.8TBq を超えることはなく、100TBq を十分に下回る。

(※⁴⁰) ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の酸素濃度は、5vol%を上回る期間があるものの、その期間は水蒸気で原子炉格納容器内が満たされており、このような雰囲気下において水素濃度及び酸素濃度は可燃領域に達しない。

(※⁴¹) 格納容器フィルタベント系に関する運転員等の操作については、「IV-1.2.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において成立性を確認している。

- ③ さらに、対策の手順には、原子炉格納容器内の酸素濃度計に基づく判断が含まれており、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前（酸素濃度が 4.4vol%（ドライ条件）及び 1.5vol%（ウェット条件）到達時）に、格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内の気体を排出する手順としている。

これらにより、規制委員会は、G 値の不確かさを考慮した場合においても、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認した。

IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」（以下本節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心によるコンクリートの侵食という観点から厳しいシーケンスを選定し、これに対して原子炉格納容器の破損を防止し、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があるかを確認した。

本格納容器破損モードにおいては、格納容器破損防止対策の評価項目のうち「(a) 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。」、「(b) 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。」、「(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。」、「(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること（ドライ条件に換算して、水素濃度が 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。）」、「(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a) の要件を満足すること。」及び「(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」について、対策に有効性があるかを確認した。

なお、「(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。」については「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、「(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。」については「IV-1. 2. 2. 3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」においてそれぞれ確認した。

本格納容器破損モードにおいては、原子炉圧力容器が破損する場合について、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。なお、原子炉圧力容器の破損が回避される場合についての格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において確認した。

1. 申請内容

(1) 本格納容器破損モードの特徴及びその対策

申請者は、本格納容器破損モードの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本格納容器破損モードの特徴：原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。さらに、原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。
- ② 対策の考え方：溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するためには、格納容器下部にコリウムシールドを設置し、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ注水する必要がある。さらに、原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器内の圧力及び温度を抑制するため、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。
- ③ 初期の対策：原子炉圧力容器破損前の対策は「IV-1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の減圧後は原子炉圧力容器破損による溶融炉心の落下に備え、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。なお、原子炉格納容器下部には、あらかじめコリウムシールドを設置する。原子炉圧力容器破損後には、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に切り替える。このため、ペDESTAL水位計、コリウムシールド、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉格納容器からの除熱を実施するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内のスプレイを行う。また、原子炉格納容器内に窒素を注入し酸素濃度の上昇を抑制する。このため、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、常設代替交流電源設備、可搬式窒素供給装置及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本格納容器破損モードにおける格納容器破損防止対策の有効性を確認するために、評価事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 評価事故シーケンス：「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗」を選定する。これは、溶融炉心の冷却の観点から、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の細粒化割合が小さく冷却が厳しくなる原子炉圧力容器が低圧で破損するシーケンスのうち、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性がある LOCA を起因とするシーケンスを除外し、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心を冷却するための対策実施の時間余裕がより厳しくなる事故シーケンスであることから選定する。
- b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融炉心によるコンクリート分解等の現象を取り扱うことができる MAAP を用いる。
- c. 事故条件：「IV－1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。
- d. 機器条件：原子炉圧力容器破損前の機器条件は「IV－1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器の破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水流量は、溶融炉心の崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。残留熱代替除去系による原子炉格納容器内のスプレイ流量は、 $120\text{m}^3/\text{h}$ とする。
- e. 操作条件：原子炉圧力容器破損前の操作条件は「IV－1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉圧力容器破損前において、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C に到達した場合に開始する格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、ペDESTAL水位が 2.4m に到達した場合に停止する。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水は、原子炉圧力容器破損を確認した場合に実施し、ドライウエル水位がドライウエル床面 $+1.0\text{m}$ に到達した場合に停止する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備時間等を考慮して、事象発生から 10 時間後とする。

- f. Cs-137 の放出量評価の条件：事象発生まで、定格出力の 100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする。

Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし、原子炉建物を經由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による効果を考慮する。原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。原子炉格納容器貫通部等における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とする。

② 解析結果

申請者が行った事象進展解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生から約 1.1 時間後に炉心損傷に至る。事象発生から約 3.1 時間後に原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を開始する。原子炉圧力容器が破損に至り熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下する時点（事象発生から約 5.4 時間後）において約 2.4m のペデスタル水位が確保され、熔融炉心は冷却される。コンクリートの侵食量は原子炉格納容器下部の床面で 0cm、壁面で約 4cm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。
- b. 炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、サブプレッション・チェンバ内の水素濃度は 13vol%を超えるが、酸素濃度は約 2.5vol% であり、可燃限界である 5vol%を下回る。
- c. 原子炉圧力容器の破損時に、熔融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下する際、圧力スパイクが生じるが、原子炉格納容器内の圧力は約 193kPa[gage]、温度は約 123℃に抑えられる。
- d. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下後は、継続的に原子炉格納容器への下部注水を行うことで熔融炉心を冷却し、事象発生から 10 時

間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による格納容器スプレイを開始することで、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器内の最高圧力は544kPa[gage]、最高温度は約 171°Cに抑えられ、安定状態へ移行させることができる。

- e. 原子炉格納容器から環境への Cs-137 の放出について、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。保守的に原子炉建物内での除去効果を考慮せず評価した場合の放出量は約 0.56TBq (7 日間) となり、100TBq を下回っている。

上記 a. より、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (i) を、上記 c. 及び d. より評価項目 (a) 及び (b) を、上記 e. より評価項目 (c) を、上記 b. より評価項目 (f) を満足している。さらに、上記 b. 及び d. より、評価項目 (g) を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析コードにおける不確かさの影響

溶融炉心とコンクリートとの間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験、OECD-MCCI 実験等の結果により MAAP 解析の妥当性が確認されている。

しかし、これらの現象は不確かさが大きいことからコンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施した。

コンクリート侵食量に対して支配的な溶融炉心の上面熱流束について感度解析を実施した。上面熱流束が圧力に依存しないとした場合、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で 0cm、壁面で約 13cm であり、評価項目 (i) を満足することに変わりはない。この場合、コンクリート侵食量の増加に伴い溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量が増加することとなるが、溶融炉心・コンクリート相互作用によって酸素が発生することはなく、可燃性ガスの発生量の増加は相対的に酸素濃度を下げる要因となり、事象発生から 7 日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は 13vol% を上回るが、酸素濃度は約 4.1vol% 以下であり、評価項目 (f) を満足することに変わりはない。さらに、コンクリート侵食の発生を操作の起点とする運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない。な

お、炉心損傷後の原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施しているが、この場合では、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなるため、溶融炉心の冷却が促進される傾向となることから、評価項目(i)を満足することには変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件では高めの燃焼度を想定することにより、崩壊熱に保守性を与えている。最確条件の場合には、崩壊熱は解析条件よりも小さく、原子炉圧力容器破損までの事象進展が緩やかになるため、原子炉格納容器下部への注水操作に対する準備時間の余裕は大きくなる。また、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

解析条件では、原子炉格納容器下部の構造部材について、内側鋼板及びリブ鋼板は考慮していない。最確条件の場合には、内側鋼板及びリブ鋼板に期待でき、これらの融点はコンクリートより高いため、コンクリート侵食量が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。なお、仮に内側鋼板が侵食され、その支持機能に期待できない場合でも、外側鋼板のみで支持機能を維持できることから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

評価事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし、原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できない場合、事象発生後の原子炉水位の低下が早いため原子炉圧力容器破損までの時間が約 3.3 時間と短くなり、溶融炉心の崩壊熱が大きくなるが、溶融炉心によるコンクリート侵食量はペDESTALの床面で 0cm、壁面で約 4cm であり、評価項目(i)を満足することには変わりはない。さらに、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素濃度及び酸素濃度は、ドライ条件に換算して、それぞれ 13vol%以上及び約 2.9vol%以下であり可燃限界に至らないことから、評価項目(f)を満足することには変わりはない。コリウムシールドの侵食開始温度の不確かさについて、解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約 3.1 時間後であり、原子炉格納容器下部への注水準備は、事象発生から約 2.5 時間で完了することから、約 0.6 時間の余裕がある。その後、原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃で注水を開始し、約 1.9 時間後（事象発生から約 5.0 時間後）に、ペDESTAL水位 2.4m まで注水できることから、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約 0.4 時間の時間余裕がある。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本評価事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、31 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 45 名であり対応が可能である。
- ② 本評価事故シーケンスにおいて、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を事象発生から 7 日間継続した場合に必要な水は、約 600m³である。これに対して、輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³の水を保有しており、対応が可能である。残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352m³、大量送水車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 12m³、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 53m³、可搬式窒素供給装置を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³であり、合計約 433m³ 必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タン

クに約 450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本格納容器破損モードに対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している格納容器代替スプレイによる原子炉格納容器下部への注水等の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗」において、原子炉格納容器下部への注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)、(c)、(f)、(g)及び(i)を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮しても、評価項目(f)及び(i)を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）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格納容器破損防止対策となり得る。

また、残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」で示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、本格納容器破損モードに対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。

3. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器下部への熔融炉心落下前の初期水張り水位の見直し

申請者は、原子炉圧力容器破損前の格納容器下部への初期水張り水位を熔融炉心の冷却の重要性から、ドライウェル床面高さと同じ 3.7m と設定し、ペDESTAL水位計により水位が確保されていることを確認するとしていた。

規制委員会は、FCI 及び MCCI への影響を考慮した水位の考え方について説明を求めるとともに、熔融炉心がドライウェル床ドレンサンプへ流入した場合の影響を評価することを求めた。

申請者は、FCI 及び MCCI への影響並びに熔融炉心がドライウェル床ドレンサンプへ流入した場合の影響を考慮し、ペDESTAL水位を 2.4m に変更するとともに、格納容器下部にコリウムシールドを設置することを示した。あわせて、初期水張りの状況が把握できるペDESTAL水位計の位置を変更する（※⁴²）こと、ドライウェルサンプへの排水流路をスリット形状とすることで、熔融炉心が排水流路内で凝固し、熔融炉心の流入が抑制され、原子炉格納容器バウンダリの機能が維持されること等を示した。

これにより、規制委員会は、格納容器下部へ初期水張りする水位を変更することにより大きくなる MCCI によるコンクリートへの影響を抑制するために格納容器下部にコリウムシールドを設置すること、格納容器下部の水位を確実に把握するための水位計を設置すること及び排水流路に熔融炉心が流入する可能性を考慮した設計とすることを確認した。

IV-1. 2. 3 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策

第37条第3項は、発電用原子炉施設について、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、貯蔵槽内燃料体等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でなければならないことを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈は、「貯蔵槽内燃料体等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、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故1」という。）及びサイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故（以下「想定事故2」という。）に対して、以下の(a)から(c)の項目（以下「燃料損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認するとしている。

(a)燃料有効長頂部が冠水していること。

（※⁴²）ペDESTAL水位計は、コリウムシールド上面から 0.1m（1箇所）、1.2m（1箇所）及び 2.4m（2箇所）の高さに設置する。

(b)放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。

(c)未臨界が維持されていること。

Ⅳ－１．２．３．１ 想定事故１

「想定事故１」では、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

１．申請内容

(１) 想定事故の特徴及びその対策

申請者は、「想定事故１」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、燃料プールへの注水を行う必要がある。
- ③ 対策：燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を実施する。このため、大量送水車、可搬型スプレイノズル及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、燃料プールの状態を監視する。このため、燃料プール水位・温度計（SA）、燃料プール水位計（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

(２) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、「想定事故１」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判

断の目安を 10mSv/h (※⁴³) とし、この線量率に対応する水位 (通常水位から約 2.6m 下) を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。

- b. 事故条件：燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能喪失により、燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。事象発生時の燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約 7.8MW、初期水温は運転上許容される上限の 65°C、初期水位は通常水位とする。燃料プールと原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。
- c. 機器条件：燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) の流量は可搬型スプレイノズルの設備容量を踏まえ、48m³/h とする。
- d. 操作条件：燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による注水の準備は、冷却機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、緊急時対策要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮した上で、燃料プールの水温が 100°C に到達することにより水位が低下し始める時点である事象発生から約 7.9 時間後に注水を開始するものとする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、燃料プール内の水温が約 7.9 時間後に 100°C に到達し、この時点で燃料プールへの代替注水を開始する。
- b. 代替注水の流量は 48m³/h であり、崩壊熱により燃料プール水温が 100°C に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約 13m³/h を上回っていることから、燃料プール水位は通常水位から低下することなく、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。
- c. 燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記 b. 及び c. より、評価結果は燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足している。

(※⁴³) 原子炉建物原子炉棟 4 階での緊急時対策要員の作業及び現場作業員の退避の時間は 2 時間以内であり、被ばく量は最大でも 20mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。

③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位から約 0.27m 下）として評価した結果、放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 1.5 日となるが、燃料プールへの注水は、事象発生から約 7.9 時間後に開始するため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

イ. 操作条件の不確かさの影響

燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から約 7.9 時間後としているが、実際には、準備時間等を考慮しても事象発生から 3 時間 10 分後には注水が可能となる。このため、燃料プール内の水温が 100℃に到達する時点である事象発生から約 7.9 時間後に対し、十分な時間余裕がある。また、注水が遅れた場合でも、燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 1.7 日後であり、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故 1」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故への対応及び復旧作業に必要な要員は、24 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 43 名であり対応が可能である。

- ② 本想定事故において、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約2,100m³である。これに対して、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³の水を保有しており、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約720m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいと見做され、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、燃料プールの「想定事故1」に対して、申請者が燃料損傷防止対策として計画している燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による貯蔵槽内燃料体等の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故1」において、燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を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（燃料プール冷却系等）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燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

以上のとおり、規制委員会は、燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

IV-1. 2. 3. 2 想定事故2

「想定事故2」では、サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する場合において、燃料損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 想定事故の特徴及びその対策

申請者は、「想定事故2」の特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故の特徴：サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る。
- ② 対策の考え方：必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、サイフォン現象等による水の漏えいを停止し、燃料プールへの注水を行う必要がある。
- ③ 対策：燃料プールからの水の漏えいを停止する。このため、燃料プール（サイフォン防止機能を含む。）を重大事故等対処設備として位置付ける。その他の対策については「想定事故1」と同一である。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、「想定事故2」に対する燃料損傷防止対策の解析手法を、以下のとおりとしている。

- a. 評価の考え方：「想定事故1」と同一である。
- b. 事故条件：燃料プール水位を最も低下させるサイフォン現象の起因として、残留熱除去系配管の全周破断が発生すると想定する。同時に、燃料プール冷却系配管及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁が異物の弁への噛み込みにより開固着し、逆止弁機能が十分に働かないと想定する。また、水位は瞬時に低下するものとし、その水位は、対策として実施するサイフォンブレイク配管の効果により、通常水位から約0.35m下とする。これらに重畳して、燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を考慮する。事象発生時の燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約7.8MW、初期水温は運転上許容される上限の65℃、初期水位は通常水位とする。燃料プールと原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとする。

- c. 機器条件：「想定事故1」と同一である。
- d. 操作条件：燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水の準備は、注水機能の喪失を確認した時点から開始するものとし、緊急時対策要員の移動及び準備に必要な時間等を考慮した上で、燃料プールの水温が100℃に到達することにより、水位が更に低下し始める時点である事象発生から約7.6時間後に注水を開始するものとする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 残留熱除去系の配管破断により燃料プール内の水位が低下し、サイフォンブレイク配管の効果により燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）で水位の低下が停止する。燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失していることから、燃料プール内の水温が約7.6時間後に100℃に到達し、この時点で燃料プールへの代替注水を開始する。
- b. 代替注水の流量は48m³/hであり、崩壊熱により燃料プール水温が100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約13m³/hを上回っていることから、水位は、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）に維持され、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。
- c. 燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

上記b.及びc.より、評価結果は燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)、(b)及び(c)を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が用いた解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響
 - ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響
 - 崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、燃料プール

スプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作は、注水機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

初期水温の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水温より低い側への変動となるため、評価項目に対する余裕は大きくなる。初期水位の変動を考慮し、解析条件である通常水位より厳しい水位低警報レベル（通常水位から約 0.27m 下）とした場合であっても、漏えいによる水位低下は、サイフォンブレイク配管の効果により通常水位から約 0.35m 下で停止することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

イ. 操作条件の不確かさの影響

燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から約 7.6 時間後としているが、実際には、準備時間等を考慮しても事象発生から 3 時間 10 分後には注水が可能となる。このため、燃料プール内の水温が 100℃に到達する時点である事象発生から約 7.6 時間後に対し、十分な時間余裕がある。また、注水が遅れた場合でも、燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するのは事象発生から約 1.5 日後であり、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故 2」に対する燃料損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本想定事故への対応及び復旧作業に必要な要員は、26 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 43 名であり対応が可能である。
- ② 本想定事故への対応に必要なとなる燃料等については「想定事故 1」と同一である。

2. 審査結果

規制委員会は、燃料プールの「想定事故 2」に対して、申請者が燃料損傷防止対策として計画しているサイフォンブレイク配管の効果による燃料プールから

の水の漏えいの停止及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による貯蔵槽内燃料体等の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

「想定事故2」において、燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を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（燃料プール冷却系等）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燃料損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

以上のとおり、規制委員会は、燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

IV-1. 2. 4 運転停止中の原子炉の燃料損傷防止対策

第37条第4項は、発電用原子炉施設について、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中原子炉内燃料体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でなければならないことを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈は、「運転停止中原子炉内燃料体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、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の(a)から(c)の項目（以下「運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目」という。）を満足することを確認するとしている。

- (a)燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b)放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること。
- (c)未臨界が確保されていること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失

運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、残留熱除去系の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が原子炉内燃料体の崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る（※⁴⁴）。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、残留熱除去系（低圧注水モード）、サプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、当該系統を中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失 [フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。これは、PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の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内の他の事故シーケンスと比較して、燃料損傷防止対策の実施

(※⁴⁴) 原子炉補機冷却機能喪失に従属して崩壊熱除去機能が喪失する場合には、全交流動力電源喪失にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

に対する時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量は同等であるが、最も寄与割合が高い事故シーケンスであることから選定する。対策実施の時間余裕及び原子炉内燃料体損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の保有水量が少なく、保有水が原子炉内燃料体の崩壊熱により継続的に蒸発して減少する状態として、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態とする。

- b. 評価の考え方：原子炉内燃料体の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、原子炉の水位が低下する。原子炉圧力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率 10mSv/h (※⁴⁵) に対応した原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上である。原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を開始できることを確認する。
- c. 初期条件：本評価では、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）1 系統のほかに、残留熱除去系（低圧注水モード）1 系統が待機状態とする。原子炉停止後の原子炉内燃料体の崩壊熱は、原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止 1 日後の崩壊熱の値（約 14MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉圧力容器内の蒸発量は約 23m³/h である。

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されているため、設計値である 52℃とする。

原子炉の初期圧力は大気圧とする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく評価するために、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作によって水蒸気を流出させ原子炉圧力を大気圧に維持するものとする。

- d. 事故条件：外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な資源等の観点で厳しい設定となる。

(※⁴⁵) 原子炉建物原子炉棟 4 階からの現場作業員の退避の時間は 2 時間以内であり、被ばく量は最大でも 20mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。

- e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、設計値の $1,136\text{m}^3/\text{h}$ とする。
- f. 操作条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、1 系統の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失の確認に要する時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇し、事象発生から約 0.9 時間後に沸騰することにより原子炉水位は低下し始める。事象発生から 2 時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は約 1.0m 低下して、燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上となるが、冠水は維持される。
- b. 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態では、原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上まで低下しても、原子炉建物内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率 10mSv/h を上回ることはない。
- c. 原子炉水位が回復後、残留熱除去系を低圧注水モードから原子炉停止時冷却モードに切り替えることにより、原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a.、b. 及び d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の原子炉内燃料体の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水操作の開始は、崩壊熱除去機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の原子炉内燃料体の崩壊熱（原子炉停止 1 日後）及び

初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止 12 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.7 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 2 時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉圧力容器への注水操作開始時間を事象発生から 2 時間後としているが、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、実際の注水開始時間は早くなることから、原子炉水位の回復が早くなることにより、評価項目に対する余裕が大きくなる。また、注水操作を開始するまでの時間は事象発生から 2 時間後としているが、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下するのは事象発生から約 2.7 時間後であることから、注水操作の準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

（3）必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- 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、10 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 43 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を

最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計708m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替えによる運転停止中原子炉内燃料体の除熱が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の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、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（残留熱除去系の1系統）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運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判

断した。

IV-1. 2. 4. 2 全交流動力電源喪失

運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失に起因して、残留熱除去系等の注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却系の機能喪失に起因する残留熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、原子炉圧力容器内の保有水が原子炉内燃料体の崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、代替交流動力電源を確保するとともに、原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：常設代替交流電源設備による給電を開始した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、大量送水車及びタンクローリ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-115V系蓄電池、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内燃料体の冷却を実施する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）のポンプ軸受等の冷却は、原子炉補機代替冷却系で実施する。このため、移動式代替熱交換設備、大

型送水ポンプ車、タンクローリ及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。

（２）解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する「外部電源喪失＋交流電源喪失」を選定する。これは、PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の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内の他の事故シーケンスと比較して、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量は同等であるが、最も寄与割合が高い事故シーケンスであることから選定する。評価に当たっては、上記に加えて、原子炉補機冷却系の機能喪失の重畳を考慮する。プラント状態については、「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- b. 評価の考え方：「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- c. 初期条件：「IV－1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同一である。
- d. 事故条件：全交流動力電源喪失により残留熱除去系等の注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却系の機能喪失により残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。
- e. 機器条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の 200m³/h とする。
原子炉補機代替冷却系の伝熱容量は原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 30℃における設計値の約 15.7MW とする。
- f. 操作条件：低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象発生から 2 時間後とする。また、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内燃料体の冷却の開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備

に要する時間を考慮して、事象発生から 10 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇する。約 0.9 時間後に沸騰し原子炉水位は低下し始める。事象発生から 2 時間後の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上まで低下するが、冠水は維持される。
- b. 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上まで低下しても、原子炉建物内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率 10mSv/h を上回ることはない。
- c. 事象発生から 10 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a.、b. 及び d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

- a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

解析条件の原子炉内燃料体の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水準備操作の開始は、全交流動力電源喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない。

解析条件の原子炉内燃料体の崩壊熱（原子炉停止 1 日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止 12 時間後の崩壊熱及び水温 100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約 2.7 時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から 2 時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える

影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

イ. 操作条件の不確かさの影響

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備から給電し、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水準備操作を終了する時間は、事象発生から2時間後であるが、本操作が遅れた場合でも通常運転水位から放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約2.7時間後であることから、時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シナリオへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シナリオの対応及び復旧作業に必要な要員は、29名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は43名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シナリオにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉内燃料体の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約300m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³、合計約7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。

常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、原子炉補機代替冷却系用の大型送水ポンプ車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約53m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約425m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に

約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 1, 225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいいため、対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している常設代替交流電源設備による給電、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉補機代替冷却系による運転停止中原子炉内燃料体の除熱が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の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、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（非常用ディーゼル発電機等）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運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

「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＋交流電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

IV－1. 2. 4. 3 原子炉冷却材の流出

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウン

ダリに接続された系統から誤操作等による漏えいが発生する場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等により原子炉冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサプレッション・チェンバ側に流出する。これにより、原子炉圧力容器内の保有水が継続的に減少し、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉冷却材の流出を止めるとともに、原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：残留熱除去系系統切替時の原子炉冷却材の流出箇所を特定し、流出元の弁を閉止することにより流出を止めた後、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、残留熱除去系（低圧注水モード）、サプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、評価の考え方及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」を選定する。これは、PRAの

手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の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のうち、対策の実施に対する時間余裕の観点では、事象の認知までに要する時間が長く、原子炉冷却材の流出量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。

- b. 評価の考え方：操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出により原子炉水位が低下するが、燃料棒有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認する。
- c. 初期条件：原子炉圧力容器の開放時について評価する。保有水量を厳しく評価する観点から、プールゲートは閉とする。また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されているため、設計値である 52℃とする。
- d. 事故条件：残留熱除去系系統切替時の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉操作忘れによるサプレッション・チェンバへの流出流量は 94m³/h とする。

崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合においても、事象発生から原子炉ウェル満水まで水位が回復する約 2.2 時間に対して、原子炉冷却材の水温が 100℃に至るまでの時間が約 5 時間と長いため、崩壊熱による原子炉冷却材の水温上昇及び蒸発については考慮しない。

外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な資源等の観点で厳しい設定となる。

- e. 機器条件：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の 1, 136m³/h とする。
- f. 操作条件：運転停止中における原子炉水位の確認は運転員により 1 時間ごとに確認を行うことから、水位低下の確認は、事象発生から 1 時間後とする。流出の停止操作及び待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による注水は、水位低下の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から 2 時間後とする。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 事象発生後、原子炉冷却材が残留熱除去系の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁からサプレッション・チェンバへ流出することにより原

子炉水位は低下する。事象発生から2時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下するが、冠水は維持される。

- b. 放射線の遮蔽が維持される水位は燃料棒有効長頂部の約2.5m上であり、燃料棒有効長頂部の約15m上まで水位が低下しても、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率10mSv/hを上回ることではない。
- c. 原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。
- d. 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

上記 a.、b. 及び d. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。

a. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態について、原子炉圧力容器が未開放の場合には、原子炉の初期水位も低くなることから放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間（約50分）も早くなるものの、原子炉水位計による警報発生による事象の認知、緩和設備の起動等に期待できることから、評価項目を満足することには変わりはない。

この場合、燃料棒有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は1時間以上であり、時間余裕がある。

イ. 操作条件の不確かさの影響

原子炉冷却材流出の停止操作は、水位低下の認知に要する時間及び隔離操作を考慮して、事象発生から2時間後としている。実際の操作は、運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態の把握による早期の認知に期待でき、その開始時間は早くなることから、十分な時間余裕がある。

原子炉注水の開始時間は、事象発生から2時間後としているが、原子炉ウェル満水から必要な遮蔽を確保できる最低水位に低下す

るまでの時間は事象発生から約 10 時間後であることから、十分な時間余裕がある。

b. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- 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、10 名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は 43 名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である。

非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 8m³であり、合計 708m³ 必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 775m³ の軽油を備蓄しており、対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉冷却材の流出停止、待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「原子炉冷却材流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の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、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、原子炉冷却材の流出が発生した残留熱除去系の1系統について、流出停止後の注水機能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運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉冷却材流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

IV-1.2.4.4 反応度の誤投入

運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって炉心に反応度が投入される場合において、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策に有効性があるかを確認した。

1. 申請内容

(1) 本事故シーケンスグループの特徴及びその対策

申請者は、本事故シーケンスグループの特徴及びその対策を以下のとおりとしている。

- ① 本事故シーケンスグループの特徴：原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に正の反応度が急激に投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の損傷を防止するためには、未臨界に必要な負の反応度を投入する必要がある。

- ③ 初期の対策：原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより制御棒を全挿入する。このため、原子炉スクラム信号を発する中間領域計装及び中性子源領域計装を重大事故等対処設備として位置付ける。
- ④ 安定状態に向けた対策：初期の対策により原子炉の未臨界状態を維持する。

(2) 解析手法及び結果、不確かさの影響評価

① 解析手法

申請者は、本事故シーケンスグループにおける運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、重要事故シーケンスの選定、解析コードの選定及び解析条件の設定を以下のとおりとしている。

- a. 重要事故シーケンス：「反応度の誤投入」を選定する。これは、運転停止中原子炉内燃料体の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唯一の事故シーケンスであることから選定する。具体的には、「停止中に実施される検査等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。

原子炉運転停止中において、炉心が臨界又は臨界近傍の状態になり得る検査として、原子炉モードスイッチを「起動」位置として、複数の制御棒が引き抜かれる検査が実施されている。この検査において、運転員が操作量の制限を超える誤った制御棒引き抜きの操作を実施することとする。

- b. 解析コード：炉心平均中性子束の過渡応答の評価を行うため、炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果等を取り扱うことができる APEX を用いる。

さらに、燃料エンタルピの過渡応答の評価により燃料健全性を確認するため、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SCAT (RIA 用) を用いる。

- c. 初期条件：余剰反応度を大きくするため、炉心状態は、燃料交換後である平衡炉心のサイクル初期とする。炉心の実効増倍率は 1.0、原子炉出力は定格値の 10^{-8} 、原子炉圧力は 0.0MPa [gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は 20℃、燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kg とする。
- d. 事故条件：運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤つ

た操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。運転停止中に実施される検査等の方法を考慮し、制御棒引き抜きによる正の反応度投入量を大きくするため、全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる制御棒は、実効増倍率が最も高くなる斜め隣接の組合せのものとする。誤引き抜きされる制御棒の反応度価値は、臨界近接時に引き抜かれる制御棒の最大反応度価値の制限値（1.0% Δk 以下）を超える約 1.75% Δk とする。制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となるため、外部電源はあるものとする。

- e. 機器条件：制御棒は、引抜速度の上限値 9.1cm/s にて連続で引き抜かれるものとする。原子炉自動スクラムは、中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの 95%）信号により作動するものとする。
- f. 操作条件：運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はない。

② 解析結果

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 制御棒の引き抜き開始から約 10 秒後に中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの 95%）信号が発信することにより、原子炉が自動スクラムする。原子炉出力は定格値の約 12.2%までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界になる。この過程において、投入される反応度は約 1.14 ドル（投入反応度最大値：約 0.69% Δk ）であることから、反応度投入事象（※⁴⁶）に至るが、燃料エンタルピは最大で約 50kJ/kg であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和 59 年 1 月 19 日 原子力安全委員会決定）に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である 272kJ/kg（65cal/g）を超えることはなく、また、燃料エンタルピ増分の最大値は約 42kJ/kg であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成 10 年 4 月 13 日 原子力安全委員会了承）に示された燃料ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピの増分 167kJ/kg（40cal/g）を超えることはなく、燃料の健全性は維持される。

(※⁴⁶) 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和 59 年 1 月 19 日 原子力安全委員会決定）において、反応度投入事象は、「臨界又は臨界近接の原子炉に、原則的に 1 ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピ増大が生じる事象をいう。」と定義されている。

- b. 原子炉水位に有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水が維持されている。
- c. 原子炉水位に有意な変動はないため、放射線の遮蔽は維持されている。

上記 a.、b. 及び c. より、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足している。

③ 不確かさの影響評価

申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、以下のとおりである。なお、本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要である。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

解析コードの不確かさとして、ドップラー反応度フィードバック効果、制御棒反応度及び実効遅発中性子割合の不確かさを試験データとの比較により評価している。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピ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。

b. 解析条件の不確かさの影響

ア. 初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響

初期条件の不確かさとして、炉心燃焼度、装荷されている燃料タイプ、初期出力、初期燃料温度等が考慮されている。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピ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。

c. 不確かさの影響評価のまとめ

上記のとおり、解析コード及び解析条件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小さい。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、本重要事故シーケンスへの原子炉内燃料体の損傷防止対策に必要な要員及び燃料等を以下のとおりとしている。

- ① 本重要事故シーケンスにおいては、原子炉停止機能が自動で働くため運転員等の操作はないが、原子炉自動スクラム後の原子炉状態を確認するために必要な要員は1名である。これに対して、中央制御室には5名の運転員がおり、対応が可能である。

- ② 本重要事故シーケンスでは、原子炉圧力容器への注水等はない。また、外部電源がある状態を想定しているため軽油等の燃料の消費はない。

2. 審査結果

規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「反応度の誤投入」として想定した「停止中に実施される検査等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」において、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが作動した場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の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、評価結果が評価項目を満足することにより変わらないことを確認した。

また、原子炉自動スクラムにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避（※⁴⁷）し、未臨界状態に到達した後は、未臨界状態の維持が可能であることを確認した。

さらに、規制委員会は、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。

「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「反応度の誤投入」における対策の有効性を確認したことにより、その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。

以上のとおり、規制委員会は、本事故シーケンスグループに対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。

IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード

申請者が使用している解析コードについて、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点及び不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点から、コードごとに確認を行った結果は以下のとおりである。

（※⁴⁷）一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は発生するものの、燃料の健全性に影響を与えないことを確認した。

1. 申請者が使用している解析コード

申請者は、評価対象の事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードで考慮すべき現象を踏まえて、有効性評価に使用するコードを以下のとおりとしている。

(1) 炉心損傷防止対策の有効性評価

- ①-1 「高圧・低圧注水機能喪失」、「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の評価については、長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析することが可能な SAFER を使用している。
- ①-2 「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の熱水力挙動及び出力変化を同時に解析することが可能な REDY を使用している。PCT の評価については、REDY の計算結果を入力として、単一チャンネルの熱水力挙動を解析することが可能な SCAT を使用している。
- ② 「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」以外の事故シーケンスグループに対する評価については、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析することが可能な MAAP を使用している。

(2) 原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価

いずれの格納容器破損モードについても、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の熔融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有する MAAP を使用している。

(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

「反応度の誤投入」の評価については、制御棒誤引抜き時の炉心の出力変化等を解析することが可能な APEX 及び SCAT (RIA 用) を使用している。なお、他の 3 事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失及び原子炉冷却材の流出）については、崩壊熱曲線や水の物性値を用いて原子炉圧力容器内の水インベントリ変化を算出しており、解析コードを使用していない。

2. 解析コードの妥当性確認及び有効性評価への適用性

(1) SAFER

申請者は、SAFER の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとお

りとしている。

- a. SAFER は、原子炉内熱水力過渡変化、炉心ヒートアップ、熱構造材、燃料被覆管の膨張等の計算機能及び燃料被覆管の破裂判定機能を有している熱水力過渡変化解析コードである。
- b. 重要現象の解析モデルについて、TBL (※⁴⁸)、ROSA-III (※⁴⁸) 及び FIST-ABWR (※⁴⁹) の実験解析により妥当性を確認している。
- c. 不確かさ評価としては、燃料棒表面熱伝達モデル、二相流体の流動モデル等 については、PCT の評価において保守性を確保していることを確認している。

規制委員会は、有効性評価における申請者の SAFER の特性に応じた使用方法は、これまでの発電用原子炉設置変更許可において実績のある使用方法であることから、妥当と **認める判断できる**。

(2) REDY

申請者は、REDY の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. REDY は、制御系、熱水力、炉心動特性（一点炉近似動特性）、原子炉压力容器内のほう酸濃度変化等の計算機能を有しているプラント過渡特性解析コードである。
- b. 重要現象の解析モデルについて、ABWR 及び従来型 BWR の実機試験解析、設計解析での確認等により妥当性の確認を行っている。
- c. 不確かさ評価としては、動的ボイド係数及び動的ドップラ係数について、感度解析を実施し、PCT の評価への影響が限定的であることを確認している。ボロン反応度の不確かさについては、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる詳細計算等により未臨界を確保できることを確認している。

規制委員会は、有効性評価における申請者の REDY の特性に応じた使用方法は、これまでの発電用原子炉設置変更許可の審査において実績のある使用方法であることから、概ね妥当と認める。

(3) SCAT

申請者は、SCAT の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおり

(※⁴⁸) TBL と ROSA-III は、BWR5 を模擬した LOCA 実験装置

(※⁴⁹) FIST-ABWR は、ABWR を模擬した LOCA 実験装置

としている。

- a. SCAT は、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等が計算できる単チャンネル熱水力解析コードである。
- b. 重要現象の解析モデルについて、NUPEC が実施した BWR 燃料集合体熱水力試験（※⁵⁰）、ATLAS 試験により妥当性の確認を行っている。
- c. 不確かさ評価としては、燃料棒表面熱伝達や気液熱非平衡に係る重要現象のモデルに用いる相関式が PCT を高めに評価する傾向を示すことから、PCT 評価の保守性が維持されていることを確認している。

規制委員会は、有効性評価における申請者の SCAT の特性に応じた使用方法は、これまでの発電用原子炉設置変更許可の審査において実績のある使用方法であることから、概ね妥当と認める。

（４）MAAP

申請者は、MAAP の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. MAAP は、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重大事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能であるシビアアクシデント総合解析コードである。
- b. 重要現象の解析モデルについて、TMI 事故解析、CORA 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、ACE 実験解析、SURC-4 実験解析、DEFOR 試験、感度解析等により妥当性の確認を行っている。
- c. 不確かさ評価としては、「高圧注水・減圧機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）」の事象進展中における炉心露出開始時間について、SAFER との比較により不確かさを評価している。また、FCI、DCH 及び MCCI の各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

規制委員会は、有効性評価における申請者の MAAP の解析結果の解釈は、現在の技術レベルに照らして妥当であり、これまでの発電用原子炉設置変更許可の審査において実績があることから、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と認める。

（※⁵⁰）平成 8 年度「燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編）」、（財）原子力発電技術機構、平成 9 年 3 月（本試験は、平成 9 年度、平成 10 年度及び平成 11 年度にも実施されている。）

(5) APEX

申請者は、APEX の妥当性の確認及び有効性評価への適用性を以下のとおりとしている。

- a. APEX は、反応度投入事象における炉心の中性子動特性等を評価することが可能な反応度投入事象解析コードである。燃料エンタルピの増分については、APEX の解析結果を入力として、SCAT (RIA 用) を用いて単チャンネル熱水力解析を行うことにより評価する。
- b. 重要現象の解析モデルについて、SPERT-III E-core 実験、Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較、MISTRAL 臨界試験の解析結果、実機での制御棒価値測定試験の解析結果により妥当性の確認を行っている。
- c. 不確かさ評価としては、ドップラフィードバック効果及び制御棒反応度価値について、感度解析による不確かさ評価を行っている。

規制委員会は、有効性評価における申請者の APEX の特性に応じた使用方は、これまでの発電用原子炉設置変更許可の審査において実績のある使用方法であることから、概ね妥当と認める。

IV-2 重大事故等に対処するための手順等に対する共通の要求事項 (重大事故等防止技術的能力基準 1.0 関係)

重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項「共通事項」は、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し共通の要求事項、全社的な体制の整備など重大事故等に対処するための基盤的な要求事項を満たす手順等を、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項及び同項の解釈を踏まえ必要な検討を加えた上で策定されており、重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項の要求事項に適合するものと判断した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

✚なお、各手順等における固有の要求に対する審査内容については、IV-4. 1 から IV-4. 19 で示している。

また、重大事故等対策については、1号炉及び3号炉の原子炉压力容器に燃料を装荷しないことを前提とした手順等として確認した。

1. 重大事故等対処設備に関する手順等に係る共通の要求事項

(1) 切替えの容易性

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)①にのっとり、重大事故等に対処するための系統構成を速やかに整えられるよう必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認した。

(2) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)②にのっとり、ものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルート(土石流による影響を受けないアクセスルートを含む。)を確保する方針であること。
- ② 障害物を除去可能なホイールローダ等を保管し、それを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であること。

なお、規制委員会は、設計基準において想定している規模を超える自然現象が生じた場合の対応等を示すよう求めた。申請者は、設計基準上の想定を超える自然現象等の発生によりアクセスルートの確保が困難になる場合を想定し、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保した上で、被害状況に応じて複数のアクセスルートの中からルートを選択するなどの措置を講ずることを示した。

2. 復旧作業に係る要求事項

(1) 予備品等の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)①にのっとり、ものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- ① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保すること。

- ② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めること。

(2) 保管場所の確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(2) ②にのっとり、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。

(3) アクセスルートの確保

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(2) ③にのっとり、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「1.(2) アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。

3. 支援に係る要求事項

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(3) にのりつつたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

- (1) 本発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる方針であること。
- (2) プラントメーカ、協力会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等の関係機関と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。
- (3) 本発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等について、事象発生後 6 日間までに支援を受けられる計画であること。

4. 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

(1) 手順書の整備

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(4) 解釈 1 にのりつつたものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 情報の収集及び判断基準【解釈 1 a)】

全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、発電用原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必

要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる方針であること。

② 判断に迷う操作等の判断基準の明確化【解釈 1 b)】

海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であること。

③ 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針【解釈 1 c)】

- a. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。
- b. 当直副長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転操作手順書に整備する方針であること。
- c. 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、同方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。

④ 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化【解釈 1 d)】

- a. 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。
- b. 運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。

⑤ 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備【解釈 1 e)】

- a. 重大事故等に対処するために監視することが必要である計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に明記する方針であること。
- b. 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に整理する方針であること。
- c. 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員が使用する運転操作手順書及び緊急時対策要員が使用する緊急時対策本部用手順書に整理する方針であること。

⑥ 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備【解釈 1 f)】

- a. 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。

- b. 降下火砕物の到達や土石流の発生等の前兆事象を伴う事象について、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。
 - c. 大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であること。
- ⑦ 有毒ガス発生時の防護措置に係る手順の整備【解釈 1 g】
- a. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、重大事故等に対処する要員（運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊のことをいう。以下同じ。）の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する方針であること。
 - b. 予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち（初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を行う者に限る。）に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順と体制を整備する方針であること。
 - c. 有毒ガスの発生による異常を検知した場合、通信連絡設備により、有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する方針であること。

（２）訓練の実施

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（４）解釈 2 にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 教育及び訓練の実施方針【解釈 2 a）】

重大事故等対策は、発電用原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する方針であること。

② 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施【解釈 2 b）】

- a. 要員の役割に応じて重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。
- b. 現場作業を行う緊急時対策要員と運転員が連携して一連の活動を行うための訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること。

③ 保守訓練の実施【解釈 2 c）】

普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する方針であること。

④ 高線量下等を想定した訓練の実施【解釈 2 d】

高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針であること。

⑤ マニュアル等を即時利用可能とするための準備【解釈 2 e】

設備及び資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時対応訓練を行う方針であること。

なお、規制委員会は、重大事故等対策要員の力量付与について申請者に示すよう求めた。

申請者は、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、力量を付与された要員を必要人数配置することを示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

(3) 体制の整備

規制委員会は、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項(4) 解釈 3 にのっとったものであることを確認した。

具体的には以下のとおり。

① 役割分担及び責任者の明確化【解釈 3 a】

- a. 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。
- b. 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。
- c. 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。

② 実施組織の構成【解釈 3 b】

重大事故等対策を実施する実施組織を、

- a. 事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作を実施する当直（運転員）並びに事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供等を行うプラント監視班
- b. 事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の操作、不具合設備の復旧等を実施する復旧班
- c. 火災発生時に消火活動を実施する自衛消防隊

で構成し、必要な役割分担を行い、重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する方針であること。

③ 複数号炉の同時被災への対応【解釈 3 c)】

- a. 複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合において、緊急時対策本部長が活動方針を示し、プラント監視統括は、事故状況の把握の統括並びに事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言の統括を行い、復旧統括は、可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等に対する統括を行うとともに、当直（運転員）は、号炉ごとにそれぞれ運転操作指揮を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。
- b. 必要な重大事故等に対処する要員を発電所内に常時確保し、複数号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。

④ 支援組織の構成【解釈 3 d)】

- a. 緊急時対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。
- b. 技術支援組織は、原子炉の運転に関するデータ収集、分析、評価等を行う技術班並びに発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握、影響範囲の評価等を行う放射線管理班で構成する方針であること。
- c. 運営支援組織は、緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援を行う報道班、自治体からの問合せ対応等を行う対外対応班、情報の収集、共有等を行う情報管理班、関係機関への通報連絡等を行う通報班、緊急時対策本部の運営支援、資機材及び輸送手段の確保等を行う支援班並びに出入り管理、緊急車両の誘導等を行う警備班で構成する方針であること。

⑤ 対策本部の設置及び要員の招集【解釈 3 e)】

- a. 所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。
- b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内に、緊急時対策要員 31 名、運転員 9 名及び自衛消防隊 7 名の合計 47 名を常時確保する方針であること。なお、上記に加え、事象発生後約 8 時間を目途に緊急時対策要員 54 名を確保する方針としている。

c. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。

また、申請者は、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合の対応に備え、重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行うこと、重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行することを示した。

これにより、規制委員会は、重大事故等対策に必要な力量を有する要員が確保される方針であることを確認した。

⑥ 各班の役割分担及び責任者の明確化【解釈 3 f）】

重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記 4.（3）②項及び 4.（3）④項に示す各班の機能を明確にするとともに、配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する方針であること。

⑦ 指揮命令系統及び代行者の明確化【解釈 3 g）】

緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にすること、指揮者等が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であること。

⑧ 実効的に活動するための設備等の整備【解釈 3 h）】

a. 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所を整備する方針であること。

b. 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、有線式通信設備等を整備する方針であること。

⑨ 発電所内外への情報提供【解釈 3 i）】

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であること。

⑩ 外部からの支援体制の整備【解釈 3 j）】

a. 発電所外部からの支援を受けることができるよう、緊急時体制を発令した場合に緊急時対策総本部を設置する等の体制を整備する方針であること。

- b. 緊急時対策総本部は、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、緊急時対策本部からの情報収集及び社内関係各所への連絡、発電所からの情報及びメーカ等からの情報に基づいた応急措置の検討等を行う統括班、発電所外の放射線レベル、環境への放出放射能量及び周辺公衆の線量当量の評価を行う放射線班、プラント状況等の情報の入手、事故規模の評価等を行う技術班、プレス発表文等の作成、プレス発表等を行う広報班、食料等の調達、宿泊施設の手配等を行う総務班、警備関係を行う警備班、応急・復旧用資機材及び輸送手段の確保、その他必要な物品の調達を行う資材班、従業員等の健康管理、作業服の調達を行う労務班、送電設備被害・復旧状況の把握、送電設備の応急措置、復旧対策の検討等を行う外部電源復旧班、保安通信回線の確保等を行う通信班、情報共有システムの維持管理を行う情報システム班、原子力事業所災害対策支援拠点の設営、運営等を行う支援班並びに原子力防災活動における関係自治体との連携等を行う地域対応班で構成し、技術面及び運営面で支援する方針であること。
 - c. 緊急時対策総本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する方針であること。
 - d. 緊急時対策総本部は、原子力部門のみでなく他部門を含めた全社（中国電力ネットワーク株式会社を含む。）体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。
- ⑪ 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備【解釈 3k】
- a. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。
 - b. 重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故の収束活動を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を整備する方針であること。

⑫ 有毒ガス発生時の防護措置に係る体制の整備【解釈 3l】

- a. 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備する方針であること。

b. 予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に対して防護具を配備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう体制を整備する方針であること。

IV-3 重大事故等対処施設に対する共通の要求事項（第38条～第41条及び第43条関係）

第38条から第41条は、重大事故等対処施設に対して、必要な機能が地盤の変位等、地震、津波及び火災によって損なわれるおそれがないことを要求している。第38条から第41条の審査においては、重大事故等対処施設の設計方針等について、設計基準対象施設の設計方針等との相違を踏まえた審査を行った。

また、第43条においては、重大事故等に対処するため、重大事故等対処設備について、必要な容量の確保や悪影響の防止等の適切な措置等を講じることを要求している。

なお、各設備における固有の要求に対する審査内容については、IV-4. 1からIV-4. 19で示している。

IV-3. 1 重大事故等対処施設の地盤（第38条関係）

第38条は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じて適用される地震力が作用した場合においても、十分に支持することができる地盤に設けなければならないことを要求している。

また、重大事故等対処施設（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（※⁵¹）が設置されるものに限る。）は、変形した場合においても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地盤に設けなければならないこと、及び変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない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。

1. 地盤の変位
2. 地盤の支持
3. 地盤の変形

（※⁵¹）「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」は、第38条において定義されているものである。以下同様。

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 地盤の変位

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設（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ものに限る。以下この項において同じ。）を「将来活動する可能性のある断層等」の露頭が無いことを確認した地盤に設置することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設を設置する地盤における断層の活動性評価について、評価結果を以下のとおりとしている。

- (1) 敷地には、地層と斜交し破碎を伴う断層は認められないが、地層を切ることなく、地層と同様の走向・傾斜で断続的に分布するシームが認められており、重大事故等対処施設を設置する地盤には、B6-2、B7-1、B8～B12、B12-1、B13、B14、B16 及び B18～B26 の 20 条のシームが認められる。敷地内で認められるシームは、「Ⅲ－2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において示すとおり、応力場及びシームの形成に関連したずれの方向に着目した活動性評価と、最も連続性が高い B23 シームを対象にせん断面と鉱物脈との接触関係に着目した活動性評価を行い総合的に検討した結果、中期中新世～後期中新世の火成活動の時期以降には活動しておらず、「将来活動する可能性のある断層等」には該当しないと評価した。
- (2) 以上のことから、重大事故等対処施設設置位置には、「将来活動する可能性のある断層等」に該当する断層は認められないと評価した。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の変位については、申請者が実施した調査及び評価手法が適切であり、その結果、「将来活動する可能性のある断層等」に該当する断層は認められないことを確認していることから、解釈別記1の規定に適合していること及び地質ガイドを踏まえていることを確認した。

2. 地盤の支持

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設について、施設の区分に応じた地震力（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は、基準地震動による地震力）が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設けな

ければならないこと、さらに、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は、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれ等が発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設に対する設計方針及び重大事故等対処施設に対する動的解析の内容を以下のとおりとしている。

- (1) 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は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。また、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は、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。
- (2) 「Ⅲ－２ 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「2. 地盤の支持」に示すとおり、2号炉原子炉建物の評価に代表され、支持力及びすべり安全率に対する評価基準値並びに傾斜に対する評価基準値の目安を満足する。当該地盤以外に設置される緊急時対策所、ガスタービン発電機建物等の重大事故等対処施設については、施設総重量、基礎地盤の岩級、シームの分布等を考慮して、ガスタービン発電機建物を代表施設に選定し、基礎地盤の支持力、基礎地盤のすべり及び基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (3) 基準地震動による地震力を作用させた動的解析は、評価対象となる耐震重要施設の配置、施設周辺の地形及び地質構造を考慮し、ガスタービン発電機建物に直交する断面のうちシームの分布等により選定した1断面を対象に二次元有限要素法により行った。
- (4) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種試験・調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、入力地震動の位相反転についても考慮した。また、地下水位については、地表面に設定した。
- (5) 動的解析の結果から得られたガスタービン発電機建物の基礎底面における地震時最大接地圧は、 1.01N/mm^2 となり、基礎地盤における平板載荷試験結果から得られた評価基準値 (3.9N/mm^2 以上) を下回る。
- (6) 動的解析の結果から得られたガスタービン発電機建物の基礎地盤の最小すべり安全率は、評価基準値の1.5を上回る。
- (7) 動的解析の結果から得られたガスタービン発電機建物の基礎底面の最大傾斜は、評価基準値の目安である $1/2,000$ を下回る。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の支持については、以下のことから、解釈別記1の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・重大事故等対処施設について、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤に設置すること。
- ・重大事故等対処施設について、申請者が実施した動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、支持力及びすべり安全率に対する評価基準値並びに傾斜に対する評価基準値の目安を満足していること。

3. 地盤の変形

第38条において準じて適用する解釈別記1は、重大事故等対処施設（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ものに限る。以下この項において同じ。）について、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が生じた場合においてもその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地盤に設けなければならないことを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設の支持地盤に係る設計方針、地殻変動による傾斜に関する評価を以下のとおりとしている。

- (1) 重大事故等対処施設は、直接又はマンメイドロックを介して岩盤で支持されていることから、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはない。
- (2) 「Ⅲ－2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」において評価されている地盤に設置される重大事故等対処施設については、同項「3. 地盤の変形」に示すとおり、2号炉原子炉建物の評価に代表され、傾斜に対する評価基準値の目安を満足する。当該地盤以外に設置される緊急時対策所、ガスタービン発電機建物等の重大事故等対処施設については、施設総重量、基礎地盤の岩級、シームの分布等を考慮して、ガスタービン発電機建物を代表施設に選定し、基礎底面の傾斜に対する安全性を評価した。
- (3) 重大事故等対処施設の支持地盤の地殻変動による傾斜は、敷地に比較的近い宍道断層（断層上端深さを0kmとした地震動評価モデル）及びF－Ⅲ断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層（津波評価モデル）について、広域的な地盤の地殻変動による傾斜をWang et al. (2003)の手法により評価した結果、ガスタービン

発電機建物の最大傾斜は評価基準値の目安である 1/2,000 を下回る。また、基準地震動による傾斜との重畳を考慮した場合においても、ガスタービン発電機建物の最大傾斜は評価基準値の目安である 1/2,000 を下回る。

規制委員会は、重大事故等対処施設を設置する地盤の変形については、以下のことから、解釈別記 1 の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

- ・重大事故等対処施設は、直接又はマンメイドロックを介して岩盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないこと。
- ・地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足していること。

IV-3. 2 地震による損傷の防止（第 39 条関係）

第 39 条は、重大事故等対処施設が、施設の区分に応じて適用される地震力に対して、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設計とすること等を要求している。

また、重大事故等対処施設（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備が設置されるものに限る。）が、基準地震動による地震力によって生ずるおそれの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設計とす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。

1. 耐震設計方針
2. 周辺斜面の安定性

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 耐震設計方針

申請者は、重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用す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ことを目的として、以下のとおり耐震設計を行うとしている。

(1) 重大事故等対処施設の施設区分に応じた耐震設計

- ① 常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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。
- 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。常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設は、当該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耐えることができるように設計する。
- 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。

(2) 地震力の算定方針

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。

(3) 荷重の組合せと許容限界の設定方針

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）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、設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重及び重大事故等時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（耐震壁のせん断ひずみ等）が終局耐力時の変形に対して十分な余裕を有し、部材・部位ごとの応力、ひずみ等が終局耐力時の応力、ひずみ等に対して妥当な安全余裕を有するよう設計する。

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当

該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)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、通常運転時の状態、運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時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、塑性域に達する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とどまって破断延性限界のひずみに対して十分な余裕を有し、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。

上記のうち、建物・構築物の「設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重」、機器・配管系の「運転時の異常な過渡変化時の状態、設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重」については、

- 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
- ② 地震によって引き起こされるおそれはないが、~~一旦いったん~~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ものとする。

(4) 波及的影響に係る設計方針

常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)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。

規制委員会は、申請者が重大事故等対処施設について、設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し、重大事故等対処施設の構造上の特徴、重大事故等時における運転状態、重大事故等の状態で施設に作用する荷重等を考慮し、適用す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ように設計するとしており、解釈別記2の規定に適合していることを確認した。

2. 周辺斜面の安定性

第39条において準じて適用する解釈別記2は、重大事故等対処施設(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もの)に限る。以

下この項において同じ。)の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、崩壊によって重大事故等対処施設に影響を及ぼすことがないようにすることを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設の周辺斜面の評価について、以下のとおりとしている。

- (1) 安定性評価の対象となる斜面のうち、耐震重要施設の周辺斜面と兼ねる斜面については、「Ⅲ－１．２ 周辺斜面の安定性（第４条関係）」で評価されている。当該評価以外の重大事故等対処施設に影響する恐れのある斜面は、施設からの離隔距離、斜面を構成する岩級、斜面高さ、斜面の勾配、シームの分布等を考慮して、２号炉南側盛土斜面及びガスタービン発電機建物周辺斜面を選定した。
- (2) すべり安全率の評価は、各評価対象斜面について、斜面高さが高くなり、最急勾配となるすべり方向を解析対象断面に設定し、基準地震動による地震力を作用させた二次元有限要素法を用いた動的解析により行った。
- (3) 動的解析に用いる地盤パラメータについては、各種の調査結果を基に設定した。解析に当たっては、せん断強度のばらつき、地下水位観測結果、入力地震動の位相の反転についても考慮した。
- (4) 動的解析の結果から得られた最小すべり安全率は、評価基準値の 1.2 を上回る。

規制委員会は、常設重大事故等対処施設の周辺斜面について、申請者が基準地震動による地震力を作用させた適切な動的解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認していることから、解釈別記２の規定に適合していること及び地盤ガイドを踏まえていることを確認した。

Ⅳ－３．３ 津波による損傷の防止（第４０条関係）

第４０条は、重大事故等対処施設が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設計とすることを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設について、基準津波に対して以下の方針としている。

- １．重大事故等対処施設を設置する建物及び区画のうち、設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建物及び区画並びに可搬型重大事故等対処設備の保管場所である第４保管エリアは、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針を

適用する。

2. 重大事故等対処施設を設置する建物及び区画のうち、1. 以外の建物及び区画である緊急時対策所、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽、第1フィルタベント格納槽、ガスタービン発電機建物、ガスタービン発電機軽油タンクを敷設するエリア及び可搬型重大事故等対処設備の保管場所である第1保管エリア等は、設計基準対象施設の耐津波設計方針と同じ考え方を適用し、津波による遡上波が到達しない高さの敷地に設置する。

規制委員会は、申請者が、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針により、重大事故等対処施設が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ない設計としていることから、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅳ-3. 4 火災による損傷の防止（第41条関係）

第41条は、重大事故等対処施設が、火災によって必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止すること、かつ、火災を感知及び消火することを要求している。

申請者は、重大事故等対処施設について、火災により必要な機能を損なうおそれがないよう、設計基準対象施設の火災防護対策に準じて、火災の発生防止、火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じた設計とするとしている。

規制委員会は、重大事故等対処施設について、火災防護基準に基づく火災防護設計が行われる方針であり、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

Ⅳ-3. 5 重大事故等対処設備（第43条関係）

第43条は、重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 環境条件及び荷重条件（43-1-1（※⁵²））
- ② 操作性（43-1-2）
- ③ 試験又は検査（43-1-3）
- ④ 切替えの容易性（43-1-4）
- ⑤ 他の設備に対する悪影響防止（43-1-5）

（※⁵²）「43-1-1」は、第43条において該当する条項「第43条第1項第1号」を示す。

⑥ 現場の作業環境 (43-1-6)

また、常設重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量 (43-2-1)
- ② 共用の禁止 (43-2-2)
- ③ 設計基準事故対処設備との多様性 (43-2-3)

さらに、可搬型重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求している。

- ① 容量 (43-3-1)
- ② 確実な接続 (43-3-2)
- ③ 複数の接続口 (43-3-3)
- ④ 現場の作業環境 (43-3-4)
- ⑤ 保管場所 (43-3-5)
- ⑥ アクセスルートの確保 (43-3-6)
- ⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (43-3-7)

規制委員会は、これらの項目について、以下のとおり本申請の内容を確認した結果、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

なお、各設備が第43条に適合しているかはIV-4. 1からIV-4. 19で示している。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 審査内容

(1) 重大事故等対処設備 (第43条第1項関係)

申請者は、重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 環境条件及び荷重条件

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

② 操作性

想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備の操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作場所での操作が可能な設計とする。

③ 試験又は検査

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。

④ 切替えの容易性

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能のように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

⑤ 他の設備に対する悪影響防止

重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

⑥ 現場の作業環境

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とする。

規制委員会は、本申請が、重大事故等対処設備の共通の設計方針について、他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計方針とするなど、第43条第1項各号及び同項各号の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

(2) 常設重大事故等対処設備（第43条第2項関係）

申請者は、常設重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 容量

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

② 共用の禁止

常設重大事故等対処設備の各機器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、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、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって、

安全性が向上する場合であって、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

③ 設計基準事故対処設備との多様性

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、常設重大事故等対処設備の共通の設計方針について、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とするなど、第43条第2項各号及び同項各号の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

(3) 可搬型重大事故等対処設備（第43条第3項関係）

申請者は、可搬型重大事故等対処設備全般について、以下のとおり設計する方針としている。

① 容量

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

② 確実な接続

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方法の統一も考慮する。

③ 複数の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを

防止するため、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内等の適切に隔離した位置に複数箇所設置する。

④ 現場の作業環境

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない場所の選定、遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

⑤ 保管場所

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上の隔離距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備からも 100m 以上の隔離距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管する。

⑥ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、本発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計する。

屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するためのアクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象（土石流を含む。）、外部人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数を確保する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを 2 台（予備 1 台）保管し、及び使用する。

⑦ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の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と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

規制委員会は、本申請が、可搬型重大事故等対処設備の共通の設計方針について、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管するなど、第 4 3 条第 3 項各号及び同項各号の設置許可基準規則解釈を踏まえた設計方針としていることから、適切なものであると判断した。

IV-4 重大事故等対処設備及び手順等

第 4 4 条から第 6 2 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 項から 1. 1 9 項は、原子炉設置者に対し、重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。このうち、手順等については、保安規定等において規定する方針であることを要求している。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の要求事項に対応し、適切に整備する方針であるか、有効性評価（第 3 7 条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるかを審査した。さらに、申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるかを審査した。

IV-4. 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設備及び手順等（第 4 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 関係）

本節では、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第 4 4 条及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 項（以下「第 4 4 条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第 3 7 条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

（1）第 4 4 条等は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウ

ンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第44条等における「原子炉を未臨界に移行するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 手動による原子炉の緊急停止操作を実施する手順等

ロ) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路 (ARI)

ハ) 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる設備

ニ) 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動操作により停止させる手順等

ホ) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備及び手順等

また、上記ホ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

へ) ほう酸水注入設備を起動する判断基準を明確に定めること。

ト) 緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備を作動させること。

申請者は、第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等

② センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路

③ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能 (※⁵³) の代替機能を有する設備及び手順等

④ 原子炉出力を抑制するため、再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動により停止させるための設備及び手順等

⑤ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等

⑥ 原子炉圧力容器の自動減圧による原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等

(※⁵³) タービントリップ又は発電機負荷遮断時に再循環ポンプ全 2 台を自動停止させる原子炉再循環ポンプトリップ機能

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁵⁴）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能の代替機能を有する設備及び手順等
- ② 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器の自動減圧による原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、第44条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、重大事故等対処設備及び手順等に関する共通的な要求事項である第43条及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項（以下「第43条等」という。）等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第44条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 手動操作により代替制御棒挿入回路を作動させることによる原子炉緊急停止。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラムシステムから独立した代替制御棒挿入回路による自動制御棒全挿入。その

（※⁵⁴）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「原子炉停止機能喪失」についての有効性評価をいう。

ために、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- c. 再循環ポンプの自動トリップによる原子炉出力の抑制。そのために、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 再循環ポンプが自動トリップしない場合における再循環ポンプの手動停止による原子炉出力の抑制。そのために、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- f. 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを操作することによる自動減圧の阻止。そのために、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第44条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に、c. の対策が同ハ)に、d. の対策が同ニ)に、e. の対策が同ホ)に対応するものであることを確認した。また、f. の対策が第44条等要求事項のうち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して独立した回路を有する設計とする。
- b. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、緊急停止失敗の場合に、必要な負の反応度を投入できるように再循環ポンプ全2台を自動停止又は手動停止できる設計とする（※⁵⁵）。

(※⁵⁵) 炉心流量の減少により過渡的に原子炉圧力容器内のボイド率が増加し、ボイド反応度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力を降下させる。

- c. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とする。
- d. ほう酸水注入系は、緊急停止失敗の場合に原子炉を未臨界状態にするために十分な反応度制御能力を有する設計とする。
- e. ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図り、多様性を有する設計とする。
- f. 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（※⁵⁶）による自動減圧を阻止する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプトリップ遮断器までを設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であること、b) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、著しい炉心損傷の防止に必要な原子炉出力降下をさせるために再循環ポンプ全 2 台を自動停止及び手動停止できる設備であること、c) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備である原子炉保護系に対して、異なる電源を用いることにより多様性を有していること、d) ほう酸水注入系は、緊急停止失敗時において原子炉を未臨界にするために十分な反応度制御能力を有する設備であること、e) ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して、原子炉建物原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られており、異なる駆動源を用いることにより多様性を有していること、f) 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧を阻止できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第 44 条等要求事項に対応するものであること及び第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項。以下同じ。）に従って適切に整備される方針であることを確認した。

（※⁵⁶）代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の設計方針等は、「IV-4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等」において整理

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を 1 名により、2 分以内に実施する。
- b. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入の場合（※⁵⁷）には、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による再循環ポンプの自動停止状況の確認及び自動停止していない場合の手動停止操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認及び操作を 1 名により、1 分 30 秒以内に実施する。
- c. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による再循環ポンプの停止を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作等を 1 名により、1 分以内に実施する。
- d. ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合並びに自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作が完了した場合には、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入系の起動操作を 1 名により、3 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を、a.、b.、c.、d. の順に設定して明確化していること、b) 中央制御室での自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作等について、手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 上記の全ての操作を中央制御室で行えることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 d. の手順等について、第 4 4 条等要求事項へ）及び同ト）に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの手順等について、重大事故等防止技術的能力基準

(※⁵⁷) 以降、「ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入の場合」を、「ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合」という。

1. 0項（手順等に関する共通的な要求事項。以下同じ。）等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第44条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであり、かつ、第44条等要求事項のうち発電用原子炉を未臨界に移行するための対策に対応するものであること、③d. の手順等が第44条等要求事項へ)及び同ト)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が、第44条等に従って適切に整備される方針であることから、第44条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を抑制すること、ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行すること及び原子炉出力の急上昇を防止するため自動減圧を阻止することを必要な対策としている。

これらの対策は、(1) ①c.、e. 及び f. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第44条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉緊急停止失敗時において原子炉出力を抑制し未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成する機能を回復するための自主対策設備（※⁵⁸）及び手順等を整備している。

(※⁵⁸) 自主対策設備とは、技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備をいう。

(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 1-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合には、設計基準事故対処設備である原子炉手動スクラム PB を操作するとともに原子炉モードスイッチを「停止」とする手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- ② ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、選択制御棒挿入機構を手動操作することによる原子炉出力抑制の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、30秒以内~~1分~~に実施する。
- ③ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、制御棒手動操作・監視系による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、全制御棒全挿入の完了又は未挿入の制御棒が1本以下となるまで実施する。
- ④ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作の手順に着手する。この手順では、補助盤室での操作を計2名により、10分以内~~に~~実施する。
- ⑤ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、原子炉保護系電源スイッチの操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、補助盤室での操作を計2名により、6分以内~~に~~実施する。
- ⑥ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムパイロット弁用制御空気の排気の操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、現場での操作を計2名により、15分以内~~に~~実施する。
- ⑦ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗し、原子炉が隔離状態の場合であって、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が使用できず、かつ、復水器を水源として使用できる場合には、復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位がレベル 1H を下回らないよう水位を制御することで原子炉出力を 3%未満に維持する手順に着手す

る。この手順では、中央制御室での操作開始を1名により、5分30秒以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉手動スクラムPB及び原子炉モードスイッチ「停止」	設計基準事故対処設備である原子炉保護系の一部であり、主スクラム回路を自動スクラムと共有しているものの、原子炉手動スクラムPB及び原子炉モードスイッチ「停止」を操作することで制御棒のスクラム動作が可能となる場合があるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
選択制御棒挿入機構	あらかじめ選択した制御棒を自動的に挿入する機能であり、全ての状況に対応した未臨界の維持は困難であるものの、原子炉出力を抑制する手段となり得る。
制御棒手動操作・監視系	全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラムテストスイッチ若しくは原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、手動で制御棒を挿入する手段となり得る。
スクラムテストスイッチ	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
原子炉保護系電源スイッチ	原子炉保護系の監視及び操作はできなくなるものの、当該電源スイッチを操作し、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段となり得る。
スクラムパイロット弁用制御空気配管・弁	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、スクラムパイロット弁用制御空気配管内の計装用圧縮空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
復水・給水系（電動機駆動給水ポン	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、常用電源が健全であり、かつ、復水

プ)	器を水源として使用できる場合には、電動機駆動給水ポンプによる原子炉への給水量の調整により原子炉水位を低下させることができるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。
----	--

IV-4. 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設備及び手順等（第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.

2 関係）

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第45条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第45条等における「発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

① 全交流動力電源の喪失及び常設直流電源系統の喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系等により原子炉を冷却するため、以下の設備及び手順等を整備すること。

イ) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により原子炉隔離時冷却系等の起動及び十分な期間（※⁵⁹）の運転継続を行う設備及び手順等。ただし、下記ロ)の人力による措置が容易に行える場合を除く。

ロ) 現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系等の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備及び手順等

(※⁵⁹) 「十分な期間」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のことをいう。

ハ) 原子炉水位の推定、原子炉隔離時冷却系等の安全上重要な設備の作動状況の確認及び原子炉水位の制御に関する手順等

- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等
- ③ 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水できる手順等

申請者は、第45条等の要求事項（※⁶⁰）に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系を起動し、運転継続するための設備及び手順等
 - ② 計測設備により監視及び制御するための手順等
 - a. 原子炉水位を監視又は推定するための手順等（※⁶¹）
 - b. 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認するための手順等
 - c. 原子炉水位の制御のための手順等
 - ③ 原子炉隔離時冷却系を起動及び運転継続するための可搬型直流電源設備、代替交流電源設備等の設備及び手順等（※⁶²）
 - ④ 原子炉圧力容器へほう酸水を注入するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁶³）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、原子炉圧力容器へ注水するための中央制御室からの起動による高圧原子炉代替注水系等の設備及び手順等を整備する方針としている。
- (3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第45条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。

（※⁶⁰）申請者は、第45条等に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態での設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。

・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能

（※⁶¹）監視又は推定するための手順等については、「IV-4. 15 計装設備及びその手順等」において整理

（※⁶²）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

（※⁶³）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

（1）第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、原子炉隔離時冷却ポンプ及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水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、サブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の作動状況並びに原子炉水位の監視及び制御。そのために、原子炉水位計（SA）、原子炉圧力計（SA）、高圧原子炉代替注水流量計及びサブプレッション・プール水位計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉水位計（広帯域）、原子炉水位計（燃料域）及び原子炉圧力計を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 原子炉隔離時冷却系の復旧。そのために、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入。そのために、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. 及び b. の対策が第 4 5 条等要求事項①ロ) に、c. の対策が同①ハ) に、d. の対策が同②に、e. の対策が同③に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、設計基準事故対処設備に対して弁の駆動方法について多様性を有する設計とする。
- b. 高圧原子炉代替注水系は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。また、炉心の著しい損傷を防止するために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場での手動操作を可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して、弁の駆動方法について多様性を有する設計とすること、b) 高圧原子炉代替注水ポンプはタービン駆動であり、電動機駆動である設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ・ポンプに対して、ポンプの駆動方法について多様性を有していること、c) 高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備からの給電並びに現場での手動操作により起動に必要な弁を操作可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有していること、d) 高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物原子炉棟内の高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていること、想定している重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第 4 5 条等要求事項に対応するものであること及び第 4 3 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、現場での HPAC 注水弁の手動開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動閉操作及び RCIC HPAC タービン蒸気入口弁の手動開操作等を計 4 名により、35 分以内に実施する。
- b. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系等による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合であって、高圧原子炉代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の手順に着手する。この手順では、現場での RCIC 注水弁及び原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動開操作等を計 4 名により、60 分以内に実施する。
- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室におけるほう酸水注入ポンプの起動、運転状況の確認等を 1 名により、10 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力による原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの起動等について、弁の手動操作の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第 4 5 条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第45条等要求事項①ロ)、同①ハ)、同②及び同③に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第45条等に従って適切に整備される方針であることから、第45条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水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、サブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

② 重大事故等対処設備の設計方針

①に掲げる重大事故等対処設備については、(1)①b.と同じであるため、重大事故等対処設備の設計方針も同じである。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第45条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのHPAC注水弁の開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の開操作及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁の開操作等を1名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の判断基準が明確であること、b) 原子炉圧力容器への注水の手順等について、高圧原子炉代替注水ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第45条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第45条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、その機能を構成するサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等、重大事故等の進展を抑制するための自主対策設備及び手順等並びに監視及び制御を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 直流給電車からの給電による原子炉隔離時冷却系の電源機能回復に関する手順等（※⁶⁴）

(2) 重大事故等の進展を抑制するための設備及び手順等

申請者は、重大事故等の進展を抑制するための設備（表IV-4.2-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

（※⁶⁴）直流給電車に関する設備及び手順等については、「IV-4.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、制御棒駆動水圧ポンプの起動、運転状況の確認等を 1 名により、15 分以内に実施する。
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、ほう酸水注入系による継続注水が必要と判断した場合には、復水輸送系等を水源として、ほう酸水貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水の手順に着手する。この手順では、より時間のかかるほう酸水注入系テストタンクを用いた原子炉注水を行う場合、ほう酸水注入ポンプの起動、系統の構成等を計 3 名により、75 分以内に実施する。

（3）監視及び制御を行うための設備及び手順等

申請者は、監視及び制御を行うための設備を用いた主な手順等として、原子炉水位（狭帯域）（※⁶⁵）、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器に関する手順等を整備するとし、現場監視計器に関する手順等は、2.（1）a. 及び b. と同様であるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 2－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
制御棒駆動水圧系	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、水源等については、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。

（※⁶⁵）常用計器である原子炉水位（狭帯域）に関する設備及び手順等は、「Ⅳ－4. 1 5 計装設備及びその手順等」において整理

ほう酸水注入系 (原子炉へ注水を継続させる場合)	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、ほう酸水貯蔵タンクへの補給ラインについては、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンク等に補給することができれば、ほう酸水注入系による原子炉への注水が可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器	中央制御室での監視はできないこと等から重大事故等対処設備としては位置付けていないものの、現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の監視及び制御を行う手段となり得る。

IV-4. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備及び手順等 (第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3関係)

本節では、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3項(以下「第46条等」という。)における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第46条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第46条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び

手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 原子炉の水位が低下した状態であって、低圧注水系が利用可能な状態である場合に、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックの追加
- ロ) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手動設備又は可搬型代替直流電源設備及び手順等。減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベ及び手順等
- ハ) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう代替電源による復旧手順等が整備されていること。
- ニ) インターフェイスシステム LOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離するための手順等。隔離できない場合に原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行える手順等
- ホ) 上記ロ) について、減圧用の弁は、作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

申請者は、第46条等の要求事項（※⁶⁶）に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させるための代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）等の設備
- ② 常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備、SRV 用電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）等の設備及び手順等（※⁶⁷）
- ③ 逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための逃がし安全弁用窒素ガスボンベ等の設備及び手順等
- ④ 常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可

（※⁶⁶）申請者は、第46条等に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態での設計基準事故対処設備が有する減圧機能について、以下のとおりとしている。

・逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能

（※⁶⁷）代替電源（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）及び SRV 用電源切替盤を除く。）に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備等の設備及び手順等（※⁶⁸）

- ⑤ インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための残留熱除去系注水弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁及び手順等
- ⑥ 上記②及び③の設備で機能を回復する減圧用の弁は、作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する設計とする。
- ⑦ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁶⁹）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させるための代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）等の設備
- ② 常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備等の設備及び手順等
- ③ 常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための常設代替交流電源設備等の設備及び手順等
- ④ インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための残留熱除去系注水弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁及び手順等
- ⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、第

(※⁶⁸) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※⁶⁹) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」並びに原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」をいう。

46条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

（1）第46条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を用いて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 可搬型重大事故防止設備等を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、可搬型直流電源設備、SRV用電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）及び逃がし安全弁用窒素ガスボンベを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 代替電源による復旧。そのために、可搬型直流電源設備及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. インターフェイスシステム LOCA 発生時における漏えい箇所の隔離。そのために、残留熱除去系注水弁、低圧炉心スプレイ系注水弁及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。漏えい箇所の隔離ができない場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁を重大事故等対処設備

として位置付ける。

- e. 原子炉格納容器高圧時に逃がし安全弁を確実に動作させるための背圧対策。そのために、逃がし安全弁用窒素ガスポンペを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第46条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に、c. の対策が同ハ)に、d. の対策が同ニ)に、e. の対策が同ホ)に対応するものであることを確認した。また、f. の対策が第46条等要求事項のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備に対して可能な限り多様性を備えた設計とする。なお、本論理回路は、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチ（※⁷⁰）により、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。
- b. 逃がし安全弁の駆動源である逃がし安全弁用窒素ガスポンペ及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、必要な容量を確保した設計とする。
- c. 逃がし安全弁用窒素ガスポンペ及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、逃がし安全弁の駆動源について、設計基準事故対処設備に対して多様性を備え、位置的分散が図られた設計とする。
- d. 残留熱除去系注水弁等は、漏えい箇所を隔離できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、内圧が上昇した場合に自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

（※⁷⁰）自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチによる自動減圧の阻止に係る手順等については、「IV-4. 1 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備及び手順等」において整理

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備である自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とするとともに、自動減圧系の制御盤とは別の制御盤に収納することにより位置的分散を図る設計とすること、b)逃がし安全弁は、電磁弁の電源をSRV用電源切替盤を用いて可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）から給電すること及び駆動用窒素を逃がし安全弁用窒素ガスボンベから供給することから、弁の駆動源について、常設直流電源系統及びアキュムレータに対して多様性を有していること、c)逃がし安全弁用窒素ガスボンベは、原子炉建物付属棟に分散して保管し、原子炉格納容器内の逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと位置的分散を図ること、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、廃棄物処理建物内の異なる区画に保管し、A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)及びSA用115V系蓄電池と位置的分散を図ること、d)逃がし安全弁の駆動源である逃がし安全弁用窒素ガスボンベ及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、想定される重大事故に対処するために必要な容量を確保するとともに、予備を確保していること、e)残留熱除去系注水弁等は、インターフェイスシステムLOCA発生時に現場で弁を操作することにより、原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とすること、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とすること、f)逃がし安全弁は、駆動用の逃がし安全弁用窒素ガスボンベから供給される駆動用窒素の設定圧力について、想定される原子炉格納容器内の圧力に対し十分な余裕を考慮して設定することにより確実に作動する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第46条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能のみが喪失した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御

室からの逃がし安全弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

- (ア) 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用できない場合
- (イ) 急速減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動(※⁷¹)により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合
- (ウ) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統(※⁷²)以上が使用可能である場合又は原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位(燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置)に到達した場合

この手順では、逃がし安全弁の手動開操作等を1名により、10分以内に実施する。

- b. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁を遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の開放の手順に着手する。

- (ア) 以下の条件のいずれかが成立した場合
 - i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合
 - ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は原子炉水位が規定水位(燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置)に到達した場合
- (イ) 逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合
- (ウ) 逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源が常設代替直流電源設備より給電可能な場合

この手順では、SRV用電源切替盤の操作、逃がし安全弁の手動開操作等を計3名により、40分以内に実施する。なお、可搬型直流電源設備から電源供給が開始されると負荷への給電が常設代替直流電源設備

(※⁷¹) 「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(低圧注水モード)及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系(常設)、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系(可搬型)のうち1系統以上起動することをいう。

(※⁷²) 「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧原子炉代替注水系(常設)、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)のいずれか1系をいう。

から可搬型直流電源設備に自動で切り替わるため、可搬型直流電源設備からの受電操作については不要である。

- c. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁を遠隔操作できず、かつ、常設代替直流電源設備が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁の開放の手順に着手する。

（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合

- i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能システム又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合
- ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合

（イ）逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合

この手順では、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の接続、逃がし安全弁の手動開操作等を計5名により、80分以内に実施する。

- d. 逃がし安全弁の作動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、ADS アキュムレータ入口圧力低警報が発生した場合には、窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替えの手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替操作等を1名により、5分以内に実施する。
- e. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。この手順では、中央制御室からの隔離操作等を1名により、20分以内に実施する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁による急速減圧を行い、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後、現場で隔離操作を実施する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、逃がし安全弁による急速減圧等を計3名により、600分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順を設定して明確化していること、b) 逃がし安全弁用窒素ガスボンベによる逃がし安全弁の機能回復

の手順等について、系統の構成、設定圧力等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第46条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第46条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであり、かつ、第46条等要求事項のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第46条等に従って適切に整備される方針であることから、第46条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、可搬型直流電源設備を用いた逃がし安全弁の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、常設代替交流電源設備を用いた逃がし安全弁の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい箇所の隔離及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧並びに高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a.、b.、c.、d.及びf.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第46条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確

認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等並びにインターフェイスシステム LOCA が発生した場合に対応するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備（表Ⅳ－４． 3－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービン・バイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。

- ① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合
- ② 急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合

この手順では、タービン・バイパス弁の手動開操作等を 1 名により、10 分以内に実施する。

(2) サポート系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４． 3－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の手順に着手する。
 - ① 低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合

- ② 逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用窒素ガスが確保されている場合

この手順では、現場での系統の構成、弁の操作等を、計 4 名により、70 分以内に実施する。

- b. 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できず、かつ、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の手順に着手する。

- ① 以下の条件のいずれかが成立した場合

i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合

ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統 1 系統以上が使用可能である場合又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20% 上の位置）に到達した場合

- ② 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動用の窒素ガスが確保されている場合

この手順では、現場での系統構成、蓄電池への負荷投入操作等を、計 4 名により、90 分以内に実施する。

- c. 常設直流電源喪失により、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合の直流給電車による逃がし安全弁の復旧の手順等（※⁷³）

（3）インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備及び手順等

申請者は、インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応のための設備（表 IV-4. 3-1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、中央制御室からの隔離操作を実施できず、逃がし安全弁による減圧ができない場合であって、復水器が使用可能な場合には、タービン・バイパス弁を用いた減圧及び現場での漏えい箇所の隔離操作の手順に着手する。この手

（※⁷³）直流給電車に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

順では、タービン・バイパス弁による急速減圧、漏えい箇所の隔離操作等を、計3名により、600分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－4. 3－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
タービン・バイパス弁及びタービン制御系	炉心損傷前及びインターフェイスシステム LOCA 発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
逃がし安全弁室素ガス代替供給設備	系統構成に時間を要するものの、中央制御室から逃がし安全弁の遠隔操作が不可能となった場合に、逃がし安全弁を作動させることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）	事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるものの、逃がし安全弁の作動に必要な電源を確保する手段となり得る。

4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組

申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した（※⁷⁴）。また、合わせて、逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続的に取り組むとの方針を示した。

これに対して、規制委員会は、逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組の具体的な内容について説明を求めた。

申請者は、逃がし安全弁の補助作動装置（逃がし安全弁用電磁弁）について、

（※⁷⁴）逃がし安全弁の開保持機能の維持については、「Ⅳ－1. 2. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において整理

駆動用の高圧窒素ガスを供給する際の流路のバウンダリのシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良エチレンプロピレンゴム材に変更する方針であること、変更後の高温蒸気環境下におけるシール性能を蒸気暴露試験により確認していることを示した。

さらに、申請者は、逃がし安全弁本体のシリンダ部について、ピストンの動作に影響のないシール部のＯリングを改良エチレンプロピレンゴム材に変更するとともに、全開状態を保持した場合の駆動用の窒素ガスの漏えいを防止するため、従来材を使用するシール部に追加して、新たに改良エチレンプロピレンゴム材を用いたシール部（バックシートＯリング）を設置するとの改良を行う方針としていること、改良シリンダについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験及び信頼性確認試験を実施し、動作に影響がないこと、プラント運転に影響を与えないこと等を確認していることを示した。今後、更なる安全性向上のため、実機への導入準備が整い次第、改良シリンダを採用することを示した。

これにより、規制委員会は、申請者が逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続して取り組んでいることを確認した。

Ⅳ－４．４ 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設備及び手順等（第４７条及び重大事故等防止技術的能力基準１．４関係）

本節では、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に申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第４７条及び重大事故等防止技術的能力基準１．４項（以下「第４７条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

- (１) 第４７条等は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために

必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第47条等における「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型重大事故防止設備並びにその運搬、接続及び操作に関する手順等
ロ) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備

ハ) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができる手順等

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

申請者は、第47条等の要求事項(※⁷⁵)に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 可搬型重大事故防止設備として低圧原子炉代替注水系(可搬型)を用いた原子炉圧力容器への注水のための大量送水車等の設備及び手順等
- ② 低圧原子炉代替注水系(常設)を用いた原子炉圧力容器への注水のための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等
- ③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱のための常設代替交流電源設備等の設備及び手順等(※⁷⁶)
- ④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- ⑤ 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等

(※⁷⁵) 申請者は、第47条等に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態での設計基準事故対処設備が有する冷却機能について、以下のとおりとしている。

- ・残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系による原子炉内低圧時における冷却機能
また、申請者は、原子炉停止中において、発電用原子炉を長期的に冷却するために設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能について、以下のとおりとしている。
- ・残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉内の崩壊熱除去機能

(※⁷⁶) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁷⁷）において、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重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水のための設備及び手順等
- ② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱のための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、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に申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第47条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 可搬型重大事故防止設備を用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

(※⁷⁷) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」、格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」並びに運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

- c. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱及び低圧炉心スプレイ・ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合における原子炉圧力容器に残存する溶融炉心の冷却。そのために、大量送水車、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第47条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に、c. の対策が同ハ)に対応するものであることを確認した。また、d. の対策が第47条等要求事項のうち、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大量送水車は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、原子炉圧力容器への注水のために必要な流量を確保する設計とする。
- b. 低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、原子炉圧力容器への注水のために必要な流量を確保する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、駆動源が非常用交流電源設備であり、水源がサプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車を用いる低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体について、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有していること及び水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備

である残留熱除去系に対して独立性を有していること、さらに、大量送水車は、屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすること、b) 低圧原子炉代替注水ポンプは、電源を空冷式の常設代替交流電源設備とし、水源を低圧原子炉代替注水槽とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して、多様性を有していること、また、低圧原子炉代替注水ポンプを用いる低圧原子炉代替注水系（常設）は、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体について、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系に対して、独立性を有していること及び水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して、独立性を有していること、さらに、低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第47条等要求事項ニ）に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する（※⁷⁸）。この手順では、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計15名により、130分以内に実施する。

（※⁷⁸）低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段（自主対策設備を含む。）は、準備が完了したものうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。

- b. 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内
に実施する。
- c. 全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去ポンプの電源が復旧した場合には、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を以下のとおり実施する。
- （ア）原子炉運転中において残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行う場合、1名により、10分以内
- （イ）原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行う場合、計3名により、35分以内
- d. 全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系（低圧注水モード）の電源が復旧できず、低圧炉心スプレー・ポンプの電源が復旧できた場合には、低圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧炉心スプレー・ポンプの起動等を1名により、10分以内
に実施する。
- e. 原子炉圧力容器が破損したと判断（※⁷⁹）した場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内
に実施する。
- f. 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計15名により、130分以内
に実施する。

（※⁷⁹）原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ベデスタル雰囲気温度指示値の上昇、ベデスタル水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) フロントライン系故障時の優先順位を b.、a. の順に、サポート系故障時の手順は c.、d. の順に、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の優先順位を e.、f. の順に、設定して明確化していること、b) 大量送水車等による原子炉圧力容器への注水等の手順等について、送水ホース等の運搬、接続作業等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第47条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1. 0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第47条等要求事項イ)、同ロ)及び同ハ)に対応するものであり、かつ、第47条等要求事項のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応するものであること、②の設計方針が第47条等要求事項ニ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第47条等に従って適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために、低圧原子炉代替注水系（可搬型）又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去ポンプの電源復旧による原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a.、b. 及びc. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第47条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、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機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等並びに原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等

申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表Ⅳ－4. 4－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を、残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には、1 名により、20 分以内に、残留熱除去系（B）又は（C）注入配管を使用する場合には、計 3 名により、30 分以内に実施する。
- ② 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を、残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には、1 名により、25 分以内に、残留熱除去系（B）又は（C）注入配管を使用する場合には、計 3 名により、30 分以内に実施する。
- ③ 原子炉停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備が使用可能な場合には、原子炉浄化系による原子炉圧力容器からの除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、原子炉浄化補助ポンプの起動等を計 3 名により、70 分以内に実施する。

(2) 原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷及び溶融の発生により、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却するための設備（表Ⅳ－４．４－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ② 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できず、かつ、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．４－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉圧力容器への注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
補助消火ポンプ及び補助消火水槽、消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉圧力容器への注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
原子炉浄化補助ポンプ、原子炉浄化系非再生熱交換器等	原子炉運転停止直後の原子炉を除熱するための十分な熱交換量が確保できず、また、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、原子炉浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却系の通水が可能であれば、原子炉圧力容器から除熱する手段となり得る。

IV-4.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等（第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5関係）

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項（以下「第48条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第48条等は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第48条等における「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失することを想定した上で、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設備及び手順等

ロ) 残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮し、炉心の著しい損傷等を防止するための設備及び手順等

また、上記イ) 及びロ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とすること。

ニ) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、後述する第50条等要求事項ハ) に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

申請者は、第48条等の要求事項（※⁸⁰）に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 所内車載代替の最終ヒートシンクシステムとして移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いた原子炉補機代替冷却を実施するための設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器フィルタベント系及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁸¹）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉補機代替冷却を実施するための移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び手順等
- ② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器フィルタベント系及び手順等

(3) 規制委員会は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、第48条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第48条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

（※⁸⁰）申請者は、第48条等に規定する設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は以下のとおりとしている。

・炉心の熱を残留熱除去系から原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を介して最終ヒートシンクへ輸送する機能

（※⁸¹）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」並びに運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第48条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却。そのために、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、格納容器フィルタベント系（第1ベントフィルタスクラバ容器、遠隔手動弁操作機構等）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第48条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- b. 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、必要な容量を確保した設計とする。
- c. 格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- d. 格納容器フィルタベント系の隔離弁は、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。
- e. 格納容器フィルタベント系は、その使用時に想定される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価（※⁸²）を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)原子炉補機代替冷却に用いる移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電とし、大型送水ポン

(※⁸²) 格納容器フィルタベント系を使用した場合の敷地境界での線量評価については、「IV-1. 2. 1 炉心損傷防止対策」において整理

プ車をディーゼル駆動とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機海水ポンプに対して、電源の多様性を有していること、また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いる原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。以下同じ。）に対して独立性を有していること、さらに、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、設計基準事故対処設備である原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の原子炉補機海水ポンプと離れた屋外に保管及び設置することにより位置的分散が図られていること、b)移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は2セット（1セット各1台）確保し、さらに、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1セットを確保することで、必要な容量を確保した設計とすること、c)格納容器フィルタベント系は、最終的な熱の逃がし場を大気とし、代替電源からの給電とすることで、海が最終的な熱の逃がし場であり、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して多様性及び独立性を有していること、格納容器フィルタベント系は、原子炉建物内の設計基準事故対処設備である残留熱除去系と離れた位置に設置することにより位置的分散が図られていること、d)格納容器フィルタベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作機構を設け、手動操作を可能とすることにより、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 a.、c.、d. 及び e. の重大事故等対処設備の設計方針について、第48条等要求事項ハ) 及び同ニ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 原子炉補機冷却系の故障等により原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合には、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補機冷却水供給操作等を、計20名により、440分以内を実施する。
- b. 炉心損傷前において、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器

内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、格納容器隔離弁（第2弁）の操作等を計5名により、45分以内実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

（ア）格納容器代替スプレーが実施できない場合

（イ）格納容器代替スプレーによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合

この手順では、格納容器隔離弁（第1弁）の操作を1名により、10分以内実施する。

- c. 全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）等の現場操作を計5名により、80分以内実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

（ア）格納容器代替スプレーが実施できない場合

（イ）格納容器代替スプレーによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合

この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計2名により、90分以内実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を設定して明確化していること、b)現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと、f)炉心損傷前の格納容器ベントの開始を原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合において、格納容器代替スプレーが実施できない場合又は格納容器代替スプレーによりサプレッション・プール水位が

通常水位+約 1.3m に到達した場合としていること、g) 残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が 1 系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が可能であること、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能が使用可能であること、並びに可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能であることなどを確認した場合には、格納容器隔離弁（第 1 弁）を全閉し、格納容器ベントを停止する（※⁸³）ことを基本とし、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し適切に対応することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第 4 8 条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 4 8 条等要求事項イ) 及び同ロ) に対応するものであること、②a.、c.、d. 及び e. の設計方針が第 4 8 条等要求事項ハ) 及び同ニ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 8 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 8 条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 3 条等に適合するものと判断した。

（２）第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却並びに格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を必要な対策としている。これらの対策は、（１）①a. 及び b. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第 4 8 条等及び第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

（※⁸³）なお、格納容器隔離弁（第 1 弁）を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能がさらに 1 系統回復するなど、より安定的な状態になった場合に格納容器隔離弁（第 2 弁）を全閉にするとしている。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を構成するフロントライン系の機能を代替するための設備（表IV-4. 5-1参照）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。

- ① 残留熱除去ポンプの故障等により、最終ヒートシンクに熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉補機器代替冷却系による補機冷却水の確保が可能である場合、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補機冷却水の確保等を1名により、30分以内を実施する。
- ② 炉心損傷前において、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、格納容器隔離弁（第2弁）の操作等を1名により、20分以内を実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。
 - (ア) 格納容器代替スプレイが実施できない場合
 - (イ) 格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合この手順では、格納容器隔離弁（第1弁）の操作等を1名により、10分以内を実施する。
- ③ 全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベントラ

インによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）の現場操作等を計5名により、150分以内に実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

(ア) 格納容器代替スプレーが実施できない場合

(イ) 格納容器代替スプレーによりサブプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合

この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計2名により、90分以内に実施する。

(2) サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を代替するための大型送水ポンプ車（表Ⅳ-4.5-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。ここで、大型送水ポンプ車は、原子炉補機代替冷却の場合は重大事故等対処設備として使用するが、原子炉補機冷却系に直接海水を注水する場合は自主対策設備として使用する。

- ① 移動式代替熱交換設備の故障等により原子炉補機代替冷却ができない場合には、大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却系への海水注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大型送水ポンプ車の移動等を計11名により、420分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ-4.5-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
残留熱代替除去ポンプ	残留熱除去系と同等の系統流量を確保できないものの、原子炉格納容器及び原子炉圧力容器へ注水し、循環冷却することにより、原子炉格納容器の減圧及び除熱を行うことが可能な設備であるため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する手段となり得る。
耐圧強化ベントライン	排出経路に空気作動の隔離弁を設置しており、人力により容易かつ確実に開操作することが困難であるものの、空気

	ボンベから駆動用ガスを供給し、操作を可能とすることで、格納容器フィルタベント系が使用できない場合は、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段となり得る。
大型送水ポンプ車（原子炉補機冷却系に直接海水を注水する場合）	原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を注水するため、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるものの、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）と合わせて使用することで、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段となり得る。

IV-4.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備及び手順等（第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6関係）

本節では、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第49条等は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、並びに放射性物質の濃度を低下させる（炉心の著しい損傷が発生した場合に限る。以下本節において同じ。）ために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第49条等における「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等

ロ) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備 (ポンプ又は水源) が機能喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備及び手順等

また、上記イ) 及びロ) の格納容器スプレイ代替注水設備については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る。

なお、上記イ) の炉心損傷防止目的の設備と上記ロ) の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。

申請者は、第49条等の要求事項 (※⁸⁴) に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 格納容器代替スプレイ系 (常設) を用いた格納容器代替スプレイを実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等
- ② 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) を用いた格納容器代替スプレイを実施するための大量送水車の設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価 (第37条) (※⁸⁵) において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器代替スプレイを実施するための設備及び手順等
- ② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプ (格納容器冷却モード) を用いた原子炉格納容器からの除熱を実施するための常設代替交流電源設備等の設備及び手順等 (※⁸⁶)
- ③ 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却系喪失時に、電源又は原子炉補機冷却機能を復旧させることによる残留熱除去ポンプ (サブプレッショ

(※⁸⁴) 申請者は、第49条等に規定する設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は以下のとおりとしている。

・残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 及び残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) の冷却機能

(※⁸⁵) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」についての有効性評価をいう。

(※⁸⁶) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

ン・プール水冷却モード)を用いたサプレッション・プール水の除熱を実施するための移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、常設代替交流電源設備等の設備及び手順等(※⁸⁷)

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)及び(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第49条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 格納容器代替スプレイ系(常設)を用いた格納容器代替スプレイ。
そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)を用いた格納容器代替スプレイ。
そのために、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. 及び b. の対策が第49条等要求事項イ) 及び同ロ) に対応するものであることを確認した。

(※⁸⁷) 原子炉補機代替冷却系に関する設備及び手順等については、「IV-4. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」において、代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な流量を有する設計とする。
- b. 低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車を用いた格納容器代替スプレイは、原子炉格納容器内の放射性物質の濃度を低下させるために必要な流量を有する設計とする。
- c. 低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有すること、b)低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車を用いた格納容器代替スプレイを行うことにより原子炉格納容器内の放射性物質の濃度を低下できること、c)低圧原子炉代替注水ポンプは、電源を空冷式の常設代替交流電源設備とし、水源を低圧原子炉代替注水槽とすることにより、電源が非常用交流電源設備であり、水源がサブプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、低圧原子炉代替注水ポンプを用いる格納容器代替スプレイ系（常設）は、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して独立性を有していること、さらに、低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して、位置的分散が図られていること、d)大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車を用いる格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して独立性を有していること、さらに、大量送水車は、屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して、位置的分散が図られていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 c. の重大事故等対処設備の設計方針について、第 49 条等要求事項ハ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第 43 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレー開始の判断基準（※⁸⁸）に到達した場合には、格納容器代替スプレー系（常設）を用いた格納容器代替スプレーの手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計 3 名により、30 分以内に実施する。
- b. 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレー開始の判断基準に到達した場合には、格納容器代替スプレー系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレーの手順に着手する（※⁸⁹）。この手順では、大量送水車の配備、ホース接続、系統の構成、大量送水車起動等を計 15 名により、130 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) 格納容器代替スプレー系（常設）及び格納容器代替スプレー系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレーについて、系統の構成、ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確保する

（※⁸⁸）以下のいずれかの条件に該当

（1）炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）

①圧力に係る条件

a. サプレッション・チェンバ圧力が 384kPa[gage] 以上の場合

②温度に係る条件

a. ドライウエル温度が 171℃に接近した場合

（2）炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）

①圧力に係る条件

a. ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が 640kPa[gage] 以上の場合

②温度に係る条件

a. ドライウエル温度が 190℃ 以上の場合

b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合

（※⁸⁹）格納容器代替スプレー系（常設）及び格納容器代替スプレー系（可搬型）による格納容器代替スプレーの準備を同時並行で実施し、判断基準に到達した場合の格納容器代替スプレーに使用する手段（自主対策設備を含む。）は、格納容器代替スプレー系（常設）、復水輸送系、消火系、格納容器代替スプレー系（可搬型）の順で選択する。

とともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第49条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第49条等要求事項イ)及び同ロ)に対応するものであること、②c.の設計方針が第49条等要求事項ハ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第49条等に従って適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ並びに全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器からの除熱及びサプレッション・プール水の除熱を必要な対策としている。このうち、格納容器代替スプレイの対策は、(1)①と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器からの除熱及びサプレッション・プール水の除熱については、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備としている。

- a. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器からの除熱。そのために、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に電源又は原子炉補機冷却機能を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用

いたサブプレッション・プール水の除熱。そのために、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。

② 重大事故等対処設備の設計方針

①a. 及び b. で用いる代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において、①b. で用いる原子炉補機代替冷却系に関する設備及び手順等については、「IV-4. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」において整理する。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合であって、常設代替交流電源設備又は移動式代替熱交換設備により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用可能な状態に復旧し、原子炉格納容器内の圧力、温度等が残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準（※⁹⁰）に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を 1 名により、10 分以内に実施する。

（※⁹⁰）以下のいずれかの条件に該当

（1）炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）

①圧力に係る条件

- a. ドライウエル圧力が 13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が-381 cm（レベル 1）以下を経験し、原子炉水位が-539 cm（レベル 0）以上に維持されている場合
- b. サプレッション・チェンバ圧力が 13.7kPa [gage]以上で、24 時間継続した場合（サブプレッション・チェンバ内へのスプレイ）
- c. サプレッション・チェンバ圧力が 98kPa[gage]以上で 24 時間継続した場合
- d. サプレッション・チェンバ圧力が 245kPa[gage]以上の場合

②温度に係る条件

- a. ドライウエル温度が 171℃に接近した場合
- b. サプレッション・チェンバ温度が 104℃に到達前（サブプレッション・チェンバ内へのスプレイ）

③水位に係る条件

- a. サプレッション・プール水位が通常水位+1.29m 以上の場合

（2）炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）

①圧力に係る条件

- a. ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力が 245kPa[gage]以上の場合

②温度に係る条件

- a. ドライウエル温度が 171℃に到達した場合
- b. サプレッション・チェンバ温度が 104℃に到達した場合

- b. 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合であって、常設代替交流電源設備又は移動式代替熱交換設備により残留熱除去系が使用可能な状態に復旧した場合には、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順を設定して明確化していること、b) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第49条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第49条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、フロントライン系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表IV-4.6-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、復水輸送系による格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、

系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を、**A-残留熱除去系スプレー配管残留熱除去系(A) 注入配管**を使用する場合には1名により、20分以内に、**B-残留熱除去系スプレー配管残留熱除去系(B) 注入配管**を使用する場合には計3名により、30分以内に実施する。

② 残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレー系（常設）及び復水輸送系による格納容器スプレーができず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレー開始の判断基準に到達した場合には、消火系による格納容器スプレーの手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプ又は消火ポンプの起動等を、**A-残留熱除去系スプレー配管残留熱除去系(A) 注入配管**を使用する場合には、1名により、25分以内に、**B-残留熱除去系スプレー配管残留熱除去系(B) 注入配管**を使用する場合には、計3名により、30分以内に実施する。

③ 格納容器代替スプレー系及び残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱ができない場合であって、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却系が復旧可能である場合には、ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ドライウェル冷却装置の起動等を計3名により、45分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4. 6-1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
復水輸送ポンプ、 復水貯蔵タンク 等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。
補助消火ポンプ 及び補助消火水 槽、消火ポンプ及 びろ過水タンク 等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。
ドライウェル冷 却装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいものの、ドライウェル冷却装置が使用可能であれば、原子炉格納容器内を除熱するための手段となり得る。また、ドライウェル冷却装置が使用可能でない

	場合でも、冷却水の通水を継続することで、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和する手段となり得る。
--	--

IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等

(第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7関係)

本節では、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第50条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条第1項等」という。）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第50条第2項及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条第2項等」という。）は、発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、第50条第1項等の設備及び手順等に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第50条第3項では、第50条第2項の設備は、共通要因によって第50条第1項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならないことを要求している。

第50条第1項等における「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 格納容器代替循環冷却系及びその設備により原子炉格納容器内の圧力及

び温度を低下させるために必要な手順等

第50条第2項等における「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

ロ) 格納容器圧力逃がし装置及びその設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等

ハ) 上記ロ) の格納容器圧力逃がし装置については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこと。

- i) 排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
- ii) 可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。
- iii) 配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
- iv) 使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備及び手順等を整備すること。
- v) 隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
- vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
- vii) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。
- viii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
- ix) 長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
- x) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

また、上記イ) 及びロ) に関し、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 格納容器圧力逃がし装置は、格納容器代替循環冷却系に対して、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることにより、同時に過圧破損防止機能が損なわれるおそれがないようにすること。

ホ) 格納容器代替循環冷却系による原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

申請者は、第50条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 代替循環冷却(残留熱代替除去ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器によるサプレッション・チェンバのプール水の冷却並びに原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイをいう。)により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための残留熱代替除去系及び手順等

② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器フィルタベント系及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価(第37条)(※⁹¹)において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための残留熱代替除去系及び手順等

② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器フィルタベント系及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、第50条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。また、有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記(1)及び(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

(※⁹¹) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第50条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、可搬式窒素供給装置及び遠隔手動弁操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第50条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

1) 残留熱代替除去系

- a. 残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉格納容器内を除熱できる容量を確保した設計とする。また、想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。

2) 格納容器フィルタベント系

- a. 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための容量を確保した設計とする。
- b. 格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスによる爆発を防ぐことが

可能な設計とする。

- c. 格納容器フィルタベント系は、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設計とする。
- e. 格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、作業員の放射線防護を考慮し、資機材を用いることなく、遠隔手動弁操作機構によって人力で容易に操作可能な設計とする。
- f. 圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂し排気の妨げとならない設計とする。
- g. 格納容器フィルタベント系は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- h. 格納容器フィルタベント系使用時に高線量となるフィルタ装置等からの被ばくを低減するための遮蔽壁等の放射線防護を考慮した設計とする。
- i. 格納容器フィルタベント系は、残留熱代替除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、多様性及び可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 残留熱代替除去系は、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、また、残留熱代替除去系の使用時は、系統配管の周辺が高線量となるため、使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計とすること、b) 格納容器フィルタベント系は、粒子状放射性物質に対して 99.9%以上、無機よう素に対して 99%以上、有機よう素に対して 98%以上の除去効率を有すること、また、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な減圧能力を有すること、c) 格納容器フィルタベント系は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを排出するためのバイパスラインを設置することで可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能なこと、d) 格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないこと、e) 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすること、f) 格納容器フィルタベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作機構によ

り原子炉建物付属棟内から人力操作が可能であること、遠隔手動弁操作機構の操作場所には、必要に応じて遮蔽材を設置すること、g) 圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い約 80kPa[gage]にて破裂する設計とすることで、排気の妨げとならないこと、h) 格納容器フィルタベント系は、サプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気を可能とし、サプレッション・チェンバ側からの排気では水面からの高さを確保すること、また、ドライウェル側からの排気では燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けないこと、i) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等の周囲に遮蔽壁を設置すること、j) 格納容器フィルタベント系は、残留熱代替除去系に対して原理の異なる冷却及び減圧手段を用いることにより多様性を有する設計とすること、k) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置である第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、原子炉建物外にある第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は、原子炉建物近傍の屋外に設置すること、残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属原子炉棟内に設置すること、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は原子炉建物から離れた屋外に分散して保管すること並びに格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は流路を分離することにより可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記2)の重大事故等対処設備の設計方針について、第50条等要求事項ハ)及び同ニ)に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- 1) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順
 - a. 炉心損傷を判断（格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合をいう。以下同

じ。)し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%（ドライ条件）以下の場合（※⁹²）には、残留熱代替除去系の手順に着手する。原子炉格納容器スプレイのみを行う場合、系統の構成、残留熱代替除去ポンプの起動等を計3名により、45分以内に、原子炉圧力容器への注水も可能な場合、系統の構成、残留熱代替除去ポンプの起動等を計3名により、65分以内に実施する。なお、原子炉補機冷却系が使用できない場合には、残留熱代替除去系の手順に着手する前に、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計18名により、系統の構成、移動式代替熱交換設備の移動等を440分以内に実施する。

2) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順

- a. 炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達（※⁹³）した場合又は原子炉建物原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度計の指示値が2.1vol%に到達した場合は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための準備の手順に着手する。（※⁹⁴）この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器隔離弁（第2弁）の操作等を計5名により、45分以内に、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）の現場操作等を計5名により、80分以内に実施する。また、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する。

（ア）格納容器代替スプレイが実施できない場合

（イ）格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約1.3mに到達した場合

（ウ）原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が2.5vol%に到達した場合

この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器隔離弁（第

（※⁹²）ただし、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%（ドライ条件）を超えている場合において、酸素濃度が1.5vol%（ウェット条件）未満の場合は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内へのスプレイを実施することで、ドライウエル側とサプレッション・チェンバ側ガスの混合を促進させる。

（※⁹³）この場合、格納容器代替スプレイ系（常設）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却の実施と同時に、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。

（※⁹⁴）なお、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

1 弁) の操作を 1 名により、10 分以内に、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁(第 1 弁) の現場操作を計 3 名により、90 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に優先して実施するとしていること、b) 系統の構成、隔離弁の手動開操作等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性及び作業性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境(作業空間、温度等) に支障がないこと、f) 外部水源により格納容器スプレイを継続している状態において、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合又は原子炉建物水素濃度が 2.5vol% に到達した場合には格納容器ベントを実施することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 2) a. の手順等について、第 50 条等要求事項ホ) に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 50 条等要求事項イ) 及び同ロ) に対応するものであること、② 2) の設計方針が第 50 条等要求事項ハ) 及び同ニ) に対応するものであること、③ 2) a. の手順等が第 50 条等要求事項ホ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第 50 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 50 条等に適合するものと判断した。

また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第 43 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 43 条等に適合するものと判断した。

(2) 第 37 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第 37 条)において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、代替循環冷却及び格納容器ベントを必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a. 及び①b. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第50条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための自主対策設備及び手順等並びに原子炉格納容器の負圧破損を防止するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するためのサブプレッション・プール水原子炉格納容器内のpH制御系等（表IV-4.7-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合には、原子炉格納容器内のpH制御のための原子炉格納容器内への薬液（水酸化ナトリウム）注入の手順に着手する。この手順では、サブプレッション・チェンバに注入する場合は、系統の構成、薬液注入等を1名により、約20分以内に、ドライウエルに注入する場合は、系統の構成、薬液注入等を計3名により、約45分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合においても、pH制御したサブプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼及び炭素鋼の腐食領域ではないこと、原子炉格納容器のシール材が耐アルカリ性を有していること等から他の設備に与える悪影響がないとしている。

(2) 原子炉格納容器の負圧破損を防止するための可搬式窒素供給装置及び手順等

申請者は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するための可搬式窒素供給装置（表IV-4.7-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合には、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の負圧破損防止対策の手順に着手する。この手順では、可搬式窒素供給装置の移動等を計2名により、約120分以内に実施する。

規制委員会は、原子炉格納容器内のpH制御系の効果は確認していないものの、申請者の計画が、重大事故が発生した場合には、他の設備に悪影響を与えることなく実施される方針であることを確認した。また、申請者の自主的な対応を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． ７－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
サプレッション・プール水 pH 制御系等 及びドライウエル pH 制御系	サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。 重大事故等対処設備である第 1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られているものの、原子炉格納容器外へのよう素放出量をさらに低減する手段となり得る。
可搬式窒素供給装置	事象発生から 7 日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給が不要であるものの、その後の安定状態において、サプレッション・チェンバのプール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合には原子炉格納容器の負圧破損を防止する手段となり得る。

4. 審査過程における主な論点

審査の過程において、規制委員会が特に指摘を行い、確認した点は以下のとおりである。

(1) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置（スクラバ容器）の並列設置

申請者は、格納容器フィルタベント系について、スクラバ容器 4 台を並列に設置する系統構成とし、この場合においても格納容器フィルタベント系の性能に影響はないとしていた。

これに対し、規制委員会は、その根拠について、各スクラバ容器へ流入するベントガス流量に差が生じた場合の性能への影響も含め、整理して提示するよう求めた。

申請者は、格納容器フィルタベント系の性能への影響を網羅的に抽出した上で、各スクラバ容器周りの配管圧損の差を小さくすることにより、スクラバ容

器1台あたりに流入するベントガス流量を一定以内とする設計上の考慮事項を示した。

これにより、規制委員会は、スクラバ容器4台を並列に設置する系統構成でも、格納容器フィルタベント系の性能への影響はないことを確認した。

IV-4.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備及び手順等（第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8関係）

本節では、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項（以下「第51条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第51条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第51条等における「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための原子炉格納容器下部注水設備及び手順等

ロ) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等

また、上記イ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 可搬型の原子炉格納容器下部注水設備を用いる場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ) 原子炉格納容器下部注水設備は多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）。

ホ) 交流又は直流電源が必要な場合は、代替電源からの給電を可能とすること。

申請者は、第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等
- ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等
- ③ ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等
- ④ 原子炉圧力容器への注水を実施するための高圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車、ほう酸水注入ポンプ等の設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁹⁵）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、以下を整備する方針としている。

- ① 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等
- ② ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器への注水を実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等

(3) 規制委員会は、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等（※⁹⁶）が、第51条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

（※⁹⁵）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

（※⁹⁶）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を含む。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第51条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、コリウムシールド及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車及びコリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車及びコリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.、b.及びc.の対策が第51条等要求事項イ)、d.の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車は、互いに多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、低圧原子炉代替注水ポンプは、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。さらに、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車による原子炉格納容器下部への注水は、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に必要な水量を確保できるとともに、溶融炉心が落下した後に溶融炉心を冠水できる設計とする。
- b. コリウムシールドは、溶融炉心のドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの流入を抑制する設計とする。

- c. 高圧原子炉代替注水ポンプ、ほう酸水注入ポンプ及び低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)低圧原子炉代替注水ポンプは、駆動源を常設代替交流電源設備とし、水源を低圧原子炉代替注水槽とすること、大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、互いに多様性を有していること、また、ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽から格納容器スプレイ・ヘッダまで常設配管とすること、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、可搬型設備を水源から原子炉建物まで接続し、原子炉建物から原子炉格納容器下部まで専用の常設配管とすることで、建屋内の構造上の流路も含め互いに独立性を有していること、さらに、低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置すること、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することにより、互いに位置的分散が図られていること、b)低圧原子炉代替注水ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備から給電が可能であること、大量送水車はディーゼル駆動であり、電源を必要としないこと、c)原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部へ接続された常設配管により直接注水すること又はドライウエル内にスプレイした水が原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに、落下後の熔融炉心を冷却するために必要な水量としてペDESTAL水位 2.4m を確保できるとともに、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合において、崩壊熱相当以上の注水を行うことにより熔融炉心を冠水できる設計とすること、d)コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合において、格納容器下部への注水と併せて、熔融炉心のドライウエル機器ドレンサンブ及びドライウエル床ドレンサンブへの流入によるコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、必要な厚さを有する設計とすることを確認した。

なお、高圧原子炉代替注水ポンプについては「IV-4.2 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設備及び手順等」において、低圧原子炉代替注水ポンプについては「IV-4.4 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設備及び手順等」において整理する。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第51条等要求事項ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

- a. 炉心損傷を判断した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ペDESTAL代替注水系（常設）によるスプレイ管を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、30分以内を実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部へのスプレイ管を用いた注水の手順に着手する。この手順では、注水隔離弁の開操作等を1名により、10分以内を実施する。
- b. 炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を計15名により、130分以内を実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、ペDESTAL代替注水系（可搬型）を使用する場合には、系統の構成等を計3名により、10分以内に、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を

使用する場合には、注水隔離弁の開操作等を計2名により、10分以内に実施する。

- c. 炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びスプレイ管が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を計15名により、130分以内に実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、注水隔離弁の開操作等を計2名により、10分以内に実施する。

2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止

- a. 炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压であり、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高压原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、高压原子炉代替注水ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。
- b. 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低压原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低压原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内に実施する。
- c. 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低压原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計15名により、130分以内に実施する。
- d. 上記 a.、b. 又は c. のいずれかを実施する場合であって、ほう酸水注入系が使用可能な場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、ほう酸水注入ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための手順として、1) a.、b.、c.の順にそれぞれ設定して明確化していること、b)原子炉格納容器下部への注水、原子炉压力容器への注水等について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第51条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第51条等要求事項イ)及び同ロ)に対応するものであること、②の設計方針が第51条等要求事項ハ)、同ニ)及び同ホ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第51条等に従って適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価(第37条)において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための格納容器代替スプレイ系(可搬型)及びペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水並びに熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水を必要な対策としている。これらの対策は、(1)①b.、c.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が有効性評価(第37条)において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第51条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等並びに熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（表IV-4.8-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却
 - a. 炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用できない場合には、原子炉圧力容器が破損に至る前の初期水張りを行うため、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を1名により、10分以内に実施する。
 - b. 炉心損傷を判断し、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、原子炉圧力容器が破損に至る前の初期水張りを行うため、消火系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内に実施する。その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の崩壊熱相当以上の注水を行うため、消火系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を1名により、10分以内に実施する。

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための設備及び手順等

申請者は、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための設備（表Ⅳ－４．８－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器へ高圧での注水ができない場合には、制御棒駆動水压系による高圧での原子炉压力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、制御棒駆動水压ポンプの起動等を1名により、15分以内に実施する。
- ② 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水ができない場合には、復水輸送系による原子炉压力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。
- ③ 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉压力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．８－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段及び原子炉压力容器への注水手段となり得る。
補助消火ポンプ及び補助消火水槽並びに消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段及び原子炉压力容器への注水手段となり得る。

制御棒駆動水圧ポンプ等	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、水源等が重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
-------------	--

IV-4. 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設備及び手順等（第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9関係）

本節では、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項（以下「第52条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第52条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第52条等における「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同程度の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 原子炉格納容器内を不活性化する設備及び手順等
- ロ) 水素を原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止する設備、放射性物質を低減する設備並びに水素及び放射性物質濃度を測定する設備及びそれらの手順等
- ハ) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる水素濃度監視設備及び手順等
- ニ) 上記イ)、ロ) 及びハ) については、交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。
- ホ) 水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

申請者は、第52条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器内から水素及び酸素を排出するための格納容器フィルタベント系及び手順等
- ③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素濃度計 (B系) 並びに手順等
- ④ 上記設備のための常設代替交流電源設備等の代替電源設備及び手順等 (※⁹⁷)

(2) 申請者は、有効性評価 (第37条) (※⁹⁸) において、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及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等
- ② 原子炉格納容器内から水素ガス及び酸素ガスを排出するための設備及び手順等
- ③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等
- ④ 上記設備のための代替電源設備及び手順等

(3) 規制委員会は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第52条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第52条等に適合するものと判断した。また、有効性評価 (第37条) において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記(1)及び(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

(※⁹⁷) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※⁹⁸) 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「水素燃焼」についての有効性評価をいう。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の不活性化。そのために、可搬式窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉起動時に窒素ガス制御系を用いて原子炉格納容器内を窒素ガスにより置換することから、原子炉運転中において原子炉格納容器内は不活性化した状態が維持されている。
- b. 格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出。これには、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、格納容器フィルタベント系により放射性物質を低減すること並びに排出経路に第1ベントフィルタ出口水素濃度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することを含む。そのために、格納容器フィルタベント系、可搬式窒素供給装置、第1ベントフィルタ出口水素濃度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.の対策が第52条等要求事項イ)に、b.の対策が同ロ)に、c.の対策が同ハ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内を不活性化するために必要な容量を有する設計とする。
- b. 格納容器フィルタベント系は、排出経路での水素爆発を防止できる設計とする。また、原子炉格納容器内から排出されるガスに含まれる

放射性物質を低減できる設計とする。さらに、排出経路の水素濃度の監視及び放射性物質濃度の推定ができる設計とする。

- c. 格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素濃度計 (B系) は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定ができる計測範囲とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 格納容器フィルタベント系、第1ベントフィルタ出口水素濃度計、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素濃度計 (B系) は、代替電源設備から給電できる設計とする。なお、可搬式窒素供給装置は専用の電源を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃領域とならないよう抑制できる設計とすること、b) 格納容器フィルタベント系は、あらかじめ系統内を窒素で置換しておくことで、使用時に排出経路内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域とならないようにすること、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減すること、排出経路の配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を設置することにより放射線量を測定し放射性物質濃度を推定すること、排出経路に第1ベントフィルタ出口水素濃度計を設置することにより水素濃度を監視すること、c) 格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素濃度計 (B系) は、計測誤差を考慮した上で、適切な計測範囲を確保していること (※⁹⁹)、他の設備と電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさないこと、d) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は代替電源設備である SA 用 115V 系蓄電池等から給電できる設計とすること、e) 格納容器フィルタベント系、第1ベントフィルタ出口水素濃度計、格納容器水素濃度計 (SA)、格納容器酸素濃度計 (SA)、格納容器水素濃度計 (B系) 及び格納容器酸素

(※⁹⁹) 具体的な計測範囲は以下のとおり。

格納容器水素濃度計 (SA) : 0~100vol%

格納容器酸素濃度計 (SA) : 0~25vol%

格納容器水素濃度計 (B系) : 0~5vol%及び0~100vol%

格納容器酸素濃度計 (B系) : 0~5vol%及び0~25vol%

濃度計（B系）は代替電源設備である常設代替交流電源設備等から給電できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第52条等要求事項ニ）に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷を判断し、格納容器内の除熱を開始した場合に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができない場合には、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の手順に着手する。この手順では、可搬式窒素供給装置の配備、ホース接続、系統の構成、装置の起動等を計2名により、120分以内に実施する。なお、窒素ガス制御系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施する。
- b. 炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、格納容器内の酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）かつ1.5vol%（ウェット条件）に到達した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計3名により、55分以内に実施する。なお、第1ベントフィルタ出口水素濃度計に関する手順等については、「IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等」に含まれる。
- c. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視を1名により、45分以内に実施する。
- d. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電を確認した後及び原子炉補機代替冷却系によるサンプルガスの冷却機能を確保した後

に手順に着手する。この手順では、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要なサンプリングポンプの起動等を 1 名により、10 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 必要な手順等を明確化していること、b) 必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと、f) 原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前に実施することなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第 5 2 条等要求事項ホ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が、第 5 2 条等要求事項イ)、同ロ) 及び同ハ) に対応するものであること、②d. の設計方針が第 5 2 条等要求事項ニ) に対応するものであること、③の手順等が第 5 2 条等要求事項ホ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第 5 2 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 2 条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 3 条等に適合するものと判断した。

(2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、評価項目(f)「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の不活性化、水素濃度及び酸素濃度の監視、及びこれらの設備への代替電源からの給電としている。これらの対策は(1) ①a. 及び c. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備

及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第52条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度制御及び低減のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系(表IV-4.9-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手する。この手順では、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を1名により、20分以内に実施する(※¹⁰⁰)。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備(表IV-4.9-1参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計(A系)及び格納容器酸素濃度計(A系)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。この手順では、格納容器水素濃度計(A系)及び格納容器酸素濃度計(A系)は通常監視中であるが、全交流動力電源喪失後の再起動等を1名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

(※¹⁰⁰) 可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は、180分以内としている。

表Ⅳ－４．９－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
可燃性ガス濃度制御系	炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下での水素の処理に期待できず、また、原子炉格納容器内の圧力に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する手段となり得る。
格納容器水素濃度計（A系）及び格納容器酸素濃度計（A系）	原子炉格納容器内の圧力及び温度に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する手段となり得る。

Ⅳ－４．１０ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備及び手順等（第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０関係）

本節では、水素爆発による原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第５３条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１０項（以下「第５３条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

（１）第５３条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、そのために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第５３条等における「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）及び手順等
- ロ) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備

ハ) 上記イ) 及びロ) については、交流又は直流電源を必要とする場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計及び手順等
- ② 水素濃度を測定し監視するための原子炉建物内水素濃度計及び手順等
- ③ 上記設備のための SA 用 115V 系蓄電池等の代替電源設備及び手順等 (※¹⁰¹)

(2) 規制委員会は、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第53条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 原子炉建物内の水素濃度上昇の抑制。そのために、電源を必要としない静的触媒式水素処理装置並びに静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 原子炉建物内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建物水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。

(※¹⁰¹) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

規制委員会は、a. の対策が第53条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- b. 静的触媒式水素処理装置は、適切な位置に配置され、水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。
- c. 原子炉建物水素濃度計は、適切な位置に配置され、原子炉建物内の水素濃度の測定ができる計測範囲を有する設計とする。
- d. 静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計及び原子炉建物内水素濃度計は、代替電源設備から給電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)静的触媒式水素処理装置は、重大事故等時の水素ガス及び酸素ガスの再結合反応による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計は水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とすること、b)静的触媒式水素処理装置は、水素ガスの効率的な除去を考慮して原子炉建物原子炉棟4階壁面近傍等に分散させた配置とすること、静的触媒式水素処理装置の台数の設定に当たっては、水素ガス発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する量(約1000kg)、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値(10%/日)とし、ガス状酸素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建物原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計(18個)とすること、c)原子炉建物水素濃度計は、原子炉建物原子炉棟内に分散させた配置とし、計測誤差を考慮した上で、0~10vol%又は0~20vol%を計測範囲としていることにより適切な計測範囲を確保していること、d)静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計及び原子炉建物水素濃度計は代替電源設備であるSA用115V系蓄電池等から給電できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第53条等要求事項ハ)に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員による準備や起動操作は不要である。炉心損傷を判断した場合には、静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計の作動状況確認及び原子炉建物水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視等を1名で実施する。なお、非常用ガス処理系が運転している際に、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が1.8vol%に到達した場合には、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の停止操作等を1名により、5分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第53条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第53条等要求事項イ)及び同ロ)に対応するものであり、かつ、~~第53条等要求事項のうち原子炉格納容器の破損を防止するための対策に対応~~するものであること、②の設計方針が第53条等要求事項ハ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第53条等に従って適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。

また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制及び原子炉建物原子炉棟内からの水素ガス排出のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制のための設備及び手順等

申請者は、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を防止することにより水素ガスの漏えいを抑制するための原子炉ウェル代替注水系（表IV-4.10-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171°C を超えるおそれがある場合には、原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を 13 名により、130 分以内に実施する。

なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合、注水によりドライウェル主フランジ締付ボルトが冷却されたときに発生する応力が降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはないことなどから他の設備に与える悪影響がないとしている。

(2) 原子炉建物原子炉棟内からの水素ガス排出のための設備及び手順等

申請者は、原子炉建物原子炉棟内からの水素ガス排出のための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（表IV-4.10-1参照）を用いた主な手順等は、以下のとおりとしている。

- ① 原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガス排出の手順に着手する。この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放等を計 4 名により、90 分以内に実施する。なお、上記の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合には、放水砲を用いた原子炉建物への放水を実施する（※¹⁰²）。

(※¹⁰²) 放水砲に関する設備及び手順等については、「IV-4.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１０－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉ウェル代替注水系	原子炉格納容器からの水素ガスの漏えいを防止する効果に不確かさがあるものの、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建物原子炉棟内への水素ガスの漏えいを抑制するための手段となり得る。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	放射性物質の低減機能がないものの、原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合は、原子炉建物原子炉棟内における水素ガスの滞留を防止するための手段となり得る。

Ⅳ－４．１１ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等（第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１関係）

本節では、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第５４条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項（以下「第５４条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第３７条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

１．審査の概要

(1) 第５４条第１項及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項（以下「第５４条第１項等」という。）は、想定事故１又は想定事故２が発生した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。また、第５４条第２項及び重大事故等防止技術的能力基準１．１１項（以下「第５４条第２項等」という。）は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等

の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第54条第1項等における「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 可搬型代替注水設備（注水ライン、ポンプ等）及び手順等

ロ) 使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等

第54条第2項等における「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

ハ) 可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン、ポンプ等）及び手順等

ニ) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備及び手順等

さらに、第54条等における使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下に掲げる設備及び手順等としている。

ホ) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率を計測するための設備及び手順等

ヘ) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視するための設備及び手順等
また、上記イ)、ハ) 及びホ) については、それぞれ以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ト) 上記イ) の代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。

チ) 上記ハ) のスプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。

リ) 上記ホ) の計測設備は、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

ヌ) 上記ホ) の計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には代替電源設備からの給電を可能とすること。

申請者は、第54条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 燃料プールへの代替注水のための大量送水車等の設備及び手順等
- ② 燃料プールからの除熱のための移動式代替熱交換設備等の設備及び手順等
- ③ 燃料プールへのスプレイのための大量送水車等の設備及び手順等
- ④ 原子炉建物への放水のための大型送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等（※¹⁰³）
- ⑤ 状態監視（燃料プールの温度、水位等の計測）のための燃料プールの監視設備及び手順等
- ⑥ 燃料プールの監視設備に給電するための常設代替交流電源設備等の代替電源設備及び手順等（※¹⁰⁴）

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※¹⁰⁵）において、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 燃料プールへの代替注水を行うための設備及び手順等
- ② 燃料プールを監視するための設備及び手順等
- ③ 燃料プールの監視設備のための代替電源設備及び手順等

(3) 規制委員会は、燃料プールの冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第54条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（1）及び（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

(※¹⁰³) 原子炉建物への放水に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 2 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理

(※¹⁰⁴) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

(※¹⁰⁵) 貯蔵槽内燃料体等の損傷防止対策の有効性評価のうち「想定事故1」及び「想定事故2」についての有効性評価をいう。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 燃料プールへの代替注水。そのために、大量送水車、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル及び可搬型ストレーナを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱。そのために、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 燃料プールへのスプレイ及び原子炉建物への放水砲等による放水。そのために、大量送水車、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル及び可搬型ストレーナ並びに大型送水ポンプ車及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 燃料プールの状態監視及び燃料プールの監視設備への給電。そのために、燃料プール水位計 (SA)、燃料プール水位・温度計 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 及び燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。) 並びに常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第54条等要求事項イ) に、b. の対策が同ロ) に、c. の対策が同ハ) 及び同ニ) に、d. の対策が同ホ)、同ヘ) 及び同ヌ) に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大量送水車は、設計基準対象施設の注水設備に対して多様性を有し、また、位置的分散が図られる設計とする。

- b. 大量送水車及び常設スプレイヘッドによる代替注水及びスプレイは、燃料プールの水位が低下した場合でも放射線量が高くなるおそれの少ない屋外で操作可能な設計とする。
- c. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）並びに燃料プールの監視設備は他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- d. 代替注水設備である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、燃料プールの冷却設備若しくは注水設備が機能喪失し、又は水の漏えいその他の要因により水位が低下した場合において、貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止することができる設計とする。
- e. スプレイ設備である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、燃料プールからの大量の水の漏えいが発生し、燃料プールへの注水を実施しても水位の低下が継続する場合に、燃料損傷を緩和できる設計とする。
- f. 燃料プールの監視設備は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
- g. 燃料プールの監視設備は、代替電源設備から給電できる設計とする。
- h. 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、燃料プールを除熱できる容量を確保した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、駆動源が非常用交流電源設備であり、水源がサプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車は屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して位置的分散が図られていること、b)常設スプレイヘッドを使用した代替注水及びスプレイは、燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも燃料プールに接近する必要がないよう、原子炉建物の外での操作が可能な設計とすること、c)ポンプ類、発電機類、水位計、温度計、線量率計等は、通常運転時には系統から分離すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、d)大量送水車が燃料プールの水位を維持するために必要な容量を有すること、e)燃料損傷を緩和するため、スプレイ設備である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は燃料プール全域に必要な流

量でスプレイできる設計とすること、f)燃料プール水位計 (SA)、燃料プール水位・温度計 (SA) 及び燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状態監視が可能な設計とすること、g)燃料プールの監視設備は代替電源設備である常設代替交流電源設備等からの給電に対応した設計とすること、h)移動式代替熱交換設備は、燃料プールを冷却するために必要な除熱能力を有すること、i)大型送水ポンプ車は、燃料プールの冷却を行うために必要な量の水を移動式代替熱交換設備へ給水できるものであること、j)移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、3セット (1セット各1台を2セット及び予備1セット) を保有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 d.、e. 及び f. の重大事故等対処設備の設計方針について、第54条等要求事項ト)、同チ) 及び同リ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

1) 燃料プールへの注水の手順

- a. 燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車の配置、系統の構成等を計13名により、130分以内を実施する。
- b. 上記 a. の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) が使用できない場合には、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由し、燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内を実施する
- c. 上記 b. の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由できない場合には、原子炉建物原子炉棟西側扉を経由し、燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プー

ルへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計 13 名により、170 分以内に実施する。

2) 燃料プールへのスプレイの手順

- a. 燃料プールへの注水を行っても、水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備、系統の構成等を計 13 名により、130 分以内に実施する。なお、1) a. の手順により燃料プールへの注水を行っている場合は、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による継続的なスプレイが可能であり、操作は不要である。
- b. 上記 a. の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）が使用できない場合には、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由し、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計 13 名により、170 分以内に実施する。なお、1) b. の手順により燃料プールへの注水を行っている場合は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による継続的なスプレイが可能であり、操作は不要である。
- c. 上記 b. の手順着手の条件に至った場合であって、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由できない場合には、原子炉建物原子炉棟西側扉を経由し、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計 13 名により、170 分以内に実施する。なお、1) c. の手順により燃料プールへの注水を行っている場合は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による継続的なスプレイが可能であり、操作は不要である。

3) 燃料プールの監視

重大事故等対処設備のうち、常設設備である燃料プール水位計(SA)、燃料プール水位・温度計(SA)、燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)及び燃料プール監視カメラ(SA)(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)は、設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。なお、燃料プール水位

低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後手順に着手する。この手順では、電源確認、燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動等を計3名により、25分以内に実施する。

4) 燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱

- a. 全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却系の機能喪失により燃料プールからの除熱機能が失われた後、常設代替交流電源設備等からの給電が完了している場合であって、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系による補機冷却水が確保されている場合には、燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱の手順に着手する。この手順では、燃料プール冷却ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順等を明確化していること、b)大量送水車等による代替注水及びスプレイの手順等について、接続作業、ポンプの起動等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c)大型送水ポンプ車の配置、ホースの接続等、冷却水の供給作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、d)移動経路を確保していること、e)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、f)必要な通信連絡設備を確保していること、g)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第54条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第54条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)、同ホ)、同ヘ)及び同ヌ)に対応するものであること、②d.、e.及びf.の設計方針が第54条等要求事項ト)、同チ)及び同リ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第54条等に従って適切に整備される方針であることから、第54条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等

に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、燃料プールへの注水、燃料プールの監視及び燃料プールの監視設備への代替電源設備による給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ①a. 及び d. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、燃料プールの冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第54条等及び第43条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、燃料プールへの代替注水及び漏えい緩和のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等

申請者は、燃料プールへの代替注水のための設備（表IV-4.11-1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であつて、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプ等の起動、燃料プールへの注水等を計3名により、40分以内に実施する。

(2) 燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等

申請者は、燃料プールからの大量の水の漏えいを緩和するための設備（表IV-4.11-1参照）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。

- ① 燃料プール水位低警報が発生した場合であって、燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和の手順に着手する。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計4名により、90分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１１－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
補助消火ポンプ及び補助消火水槽並びに消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、燃料プールへの注水の代替手段となり得る。
ステンレス鋼板、シール材、接着剤及び吊り降ろしロープ	燃料プールに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。

Ⅳ－４．１２ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12関係）

本節では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12項（以下「第55条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第55条等は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等の整備を要求している。

第55条等における「発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 原子炉建屋に放水できる設備及び手順等

ロ) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備及び手順等

また、上記イ)については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ハ) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。

ニ) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。

ホ) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、発電所内原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

申請者は、第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① 原子炉建物に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための大型送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等

② 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するための放射性物質吸着材、シルトフェンス等の設備及び手順等

③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器等の設備及び手順等

(2) 規制委員会は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策

とそのため重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 放水設備による原子炉建物への放水。そのために、大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 原子炉建物への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第55条等要求事項イ) 及び同ハ) に、b. の対策が同ロ) に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 大型送水ポンプ車及び放水砲は、海を水源とし、移動又は車両により運搬でき、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できるとともに、原子炉建物の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とする。大型送水ポンプ車は、1台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台）、放水砲は、1台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台）を保管する。
- b. 大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、移動又は車両により運搬でき、航空機燃料火災に対応するため、海を水源として泡消火薬剤と混合しながら複数の方向から原子炉建物周辺に向けて放水できる設計とする。泡消火薬剤容器は、5個（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計6個）を保管する。
- c. 海洋への放射性物質の拡散を抑制するシルトフェンスは、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は、2号炉放水接合槽用の設置場所に2本（バックアップを含めて合計4本）、輪谷湾用の設置場所に32本（バックアップを含めて、合計34本）とする。放射性物質吸着材は、放水した水が流れ込む3箇所の雨水排水路集水柵に設置する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 大型送水ポンプ車、放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉建物の屋上まで放水できること、移動又は車両により運搬できるため、原子炉建物に対して、複数の方向から放水できること、b) 航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、

大型送水ポンプ車、泡消火薬剤容器等により泡消火薬剤を混合し、放水砲による泡消火ができる仕様であること、c)放水砲による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、雨水排水路集水柵に放射性物質吸着材を設置し、また、発電所から海洋への流出箇所(2号炉放水接合槽及び輪谷湾)にシルトフェンスを設置することにより放射性物質の拡散の抑制を図る方針であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第55条等要求事項(二)及び同ホ)に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合には、大型送水ポンプ車及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う手順に着手する。この手順では、大型送水ポンプ車を取水箇所周辺に配置し、大型送水ポンプ車から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計12名により、270分以内に実施する。手順に着手したときの状況が継続し、放射性物質吸着材の設置を完了している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建物内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合、燃料プールにスプレーができない場合、又はモニタリング・ポストの指示値が一桁上昇した場合には、大型送水ポンプ車及び放水砲による放水を開始する。この手順では、放水開始までの作業を計5名により、10分以内に実施する。
- b. 大型送水ポンプ車及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合には、放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制の手順に着手する。この手順では、雨水排水路集水柵(3箇所)への放射性物質吸着材の設置作業を計5名により、260分以内に実施する。
- c. 放射性物質吸着材の設置完了後にシルトフェンスの設置が可能な

状況である場合には、シルトフェンスを用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、2号炉放水接合槽への1重目の設置を計7名により、180分以内に実施し、輪谷湾への1重目の設置を計7名により、24時間以内に実施する。さらに、緊急時対策本部の指示により、各設置場所に、2重目のシルトフェンスを設置する。

- d. 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建物周辺への泡消火の手順に着手する。この手順では、大型送水ポンプ車を取水箇所周辺に配置し、放水砲及び泡消火薬剤容器を大型送水ポンプ車に接続後、大型送水ポンプ車を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計12名により、310分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)必要な手順を明確化していること、b)大型送水ポンプ車、放水砲等により、原子炉建物又は原子炉建物周辺へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉建物等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡手段を確保していること、e)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第55条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第55条等要求事項イ)、同ロ)及び同ハ)に対応するものであること、②a.及びb.の設計方針が第55条等要求事項ニ)及び同ホ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第55条等に従って適切に整備される方針であることから、第55条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、航空機衝突による航空機燃料火災時に泡消火を実施するための自主対策設備及び手順等並びに原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等

申請者は、航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備（表Ⅳ－４．１２－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車又は小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲による泡消火の手順に着手する。この手順では、水源として消火栓、ろ過水タンク、補助消火水槽、純水タンク又は海水を使用し、ホースを敷設後、化学消防自動車等を起動し泡消火を開始する。以上の作業を、小型放水砲を使用しない場合、計7名により、70分以内に実施し、小型放水砲を使用する場合、計7名により、100分以内に実施する。

(2) 原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等

申請者は、原子炉建物へ放水する場合には、原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備（表Ⅳ－４．１２－１参照）を必要に応じて用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１２－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車、小型放水砲等	大型送水ポンプ車に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、早期に消火活動を開始できるため、航空機燃料飛散によるアクセスルート及び建物への延焼拡大を防止するための手段となり得る。
ガンマカメラ及びサーモカメラ	大気への放射性物質の放出を直接抑制する手段ではないものの、原子炉建物へ放水する際に、放射性物質及び熱を検出するための手段となり得る。

IV-4.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等（第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1.13関係）

本節では、重大事故等の収束に必要なとなる水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1.13項（以下「第56条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第56条等は、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。

第56条等における「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる設備及び手順等

ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。

ハ) 海を水源として利用できること。

また、上記イ)、ロ) 及びハ) については、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

ニ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。

ホ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

ヘ) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

申請者は、第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時又は低圧時に原子炉圧力容器へ注水するための代替水源（サプレッション・チェンバ）の確保と水を供給

するための設備及び手順等

- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉圧力容器へ注水するための代替水源（低圧原子炉代替注水槽）の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水するための代替水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ④ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水するための海を代替水源とした海水を供給するための設備及び手順等
- ⑤ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための設備及び手順等
- ⑥ 低圧原子炉代替注水槽へ海水を補給するための設備及び手順等
- ⑦ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）へ海水を補給するための設備及び手順等
- ⑧ 淡水から海水への水源切替のための設備及び手順等

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時又は低圧時に原子炉圧力容器へ注水するための水源（サプレッション・チェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉圧力容器へ注水するための代替水源（低圧原子炉代替注水槽）の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水するための代替水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の確保と水を供給するための設備及び手順等
- ④ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための設備及び手順等

(3) 規制委員会は、重大事故等の収束に必要な水を提供するために申請者が計画する設備及び手順等が、第56条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（１）及び（２）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順

（１）第５６条等の規制要求に対する設備及び手順

① 対策と設備

申請者は、第５６条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備等を整備している。

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の高圧原子炉代替注水系又は原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水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、残留熱除去ポンプ及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの大量送水車による輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）からの注水。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの大量送水車による海水の注水。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 低圧原子炉代替注水槽への淡水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 低圧原子炉代替注水槽への海水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- g. 輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）への海水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。

h. 淡水から海水への水源切替。そのために、大量送水車及び構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）（※¹⁰⁶）を新たに重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a.、b.、c.、d.、e.、f.及びg.の対策が第56条等要求事項イ）及び同ニ）に、c.及びe.の対策が同ロ）に、d.、f.及びg.の対策が同ハ）に、c.、d.、e.、f.及びg.の対策が同ホ）に、h.の対策が同ヘ）に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 低圧原子炉代替注水系（常設）に使用する低圧原子炉代替注水槽は、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、原子炉建物原子炉棟内に設置するサブプレッション・チェンバと位置的分散を図る設計とする。
- b. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。
- c. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源として原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水するために使用する大量送水車は、屋外に保管し、原子炉建物原子炉棟内に設置する残留熱除去ポンプと位置的分散を図る設計とする。
- d. 低圧原子炉代替注水槽並びに輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への淡水又は海水の補給に使用する大量送水車は、屋外の異なる位置に分散して保管することで位置的分散を図る設計とする。また、低圧原子炉代替注水槽の代替水源として、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を複数の淡水源として確保する設計とする。
- e. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源として燃料プールへの注水を行うために使用する大量送水車は、屋外に保管し、原子炉建物原子炉棟内の燃料プール冷却ポンプと位置的分散を図る設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)低圧原子炉代替注水槽は、原

（※¹⁰⁶）輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺で土石流が発生した場合には、水源を海に切り替える必要があることから、構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）により土石流の発生状況を確認する。

子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、原子炉建物原子炉棟内に設置するサブプレッション・チェンバと位置的分散を図ること、b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とすることで、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とすること、c) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源とした注水を行うための大量送水車は、屋外に保管することで原子炉建物原子炉棟内の残留熱除去ポンプと位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できること、d) 低圧原子炉代替注水槽並びに輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への淡水又は海水の補給について、使用する大量送水車を屋外の異なる位置に分散して保管することで位置的分散を図るとともに、代替水源として、複数の代替淡水源に加え、海を水源として利用できること、e) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源として燃料プールへの注水を行うために使用する大量送水車は、屋外に保管することで原子炉建物原子炉棟内の燃料プール冷却ポンプと位置的分散を図るとともに、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第56条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いる主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等の発生時において、設計基準事故対処設備による原子炉圧力容器への注水ができず（※¹⁰⁷）、原子炉水位低（レベル3）以上を維持できない場合のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水の手順については、「IV-4.2 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設備及び手順等」及び「IV-4.4 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設備及び手順等」における手順等と同じである。
- b. 重大事故等の発生時において、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧原子炉代替注水槽を水源とした注水の手順については、「IV-4.4 原子炉冷却材圧

（※¹⁰⁷）原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の時は、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の時は、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。

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及び手順等」における手順等と同じである。

- c. 重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ等を水源とした原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの注水ができない場合には、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 12 名により、130 分以内に実施する。
- d. 重大事故等の発生時において、淡水の注水ができない場合、海を水源とした原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 12 名により、130 分以内に実施する。
- e. 重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽からの原子炉圧力容器への注水等を行う場合には、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子炉代替注水槽への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 13 名により、130 分以内に実施する。
- f. 重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等を行う場合であって、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）等が使用できない場合には、海水を低圧原子炉代替注水槽に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 13 名により、130 分以内に実施する。
- g. 重大事故等の発生時において、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器への注水等が開始された場合であって、淡水を輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）に補給できない場合には、海水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 12 名により、150 分以内に実施する。
- h. 重大事故等の発生時において、淡水を水源とした送水若しくは補給ができない場合又は輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）周辺で土石流が発生した場合には、水源を淡水から海水へ切り替える手順に着手する。原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの注水を淡水から海水に切り替える手順は、d. の手順と同様であり、低圧原子炉代替注水槽への補給を淡水から海水に切り替える手順は、f. の手順と同様であり、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）への補給を淡水から海水に切り替える手順は、g. の手順と同様である。

規制委員会は、申請者の計画において、a) サプレッション・チェンバが水源として使用できない場合、代替水源である低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに海水の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、b) 代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、ホース及び移送ルート確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡手段を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第56条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第56条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)、同ホ) 及び同ヘ) に対応するものであること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第56条等に従って適切に整備される方針であることから、第56条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第37条）において、炉心を十分に冷却するため、原子炉格納容器の破損を防止するため及び燃料プールを冷却するために、低圧原子炉代替注水槽又はサプレッション・チェンバを水源とする原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とする注水、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽への補給に必要な対策とそのための重大事故等対処設備及び手順等を整備するとしている。これらの対策は、(1) ①a.、b.、c. 及び e. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束に必要となる水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第56条等及び第43条等

に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等の収束に必要な水を供給するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 淡水タンク（純水タンク等）から原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水する設備及び手順等

申請者は、淡水タンクを水源とした注水のための設備（表Ⅳ－4. 13－1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、補助消火水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした注水ができない場合には、淡水タンクを水源とした大量送水車による注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を、ろ過水タンクを使用する場合には計12名により、150分以内に、純水タンクを使用する場合には計15名により、120分以内に実施する。

(2) 淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽へ補給する設備及び手順等

申請者は、淡水タンクを水源とした補給のための設備（表Ⅳ－4. 13－1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、淡水タンクが使用可能で、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給ができない場合には、淡水タンクを水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計13名により、150分以内に実施する。

(3) 復水貯蔵タンクへ補給する設備及び手順等

申請者は、復水貯蔵タンクから原子炉圧力容器等へ注水する場合における復水貯蔵タンクへ補給するための設備（表Ⅳ－4. 13－1参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、復水貯蔵タンクを水源として、各種注水を行う場合で、復水貯蔵タンクの水が枯渇するおそれがある場合には、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は淡水タンクから復水貯蔵タンクへ

の補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を使用する場合には計 13 名により、130 分以内に、淡水タンクを使用する場合には計 13 名により、150 分以内に実施する。

（４）輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給する設備及び手順等

申請者は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から原子炉压力容器等へ注水する場合における輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給するための設備（表Ⅳ－４． 1 3－1 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等の発生時に、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による原子炉压力容器への注水等の各種注水を行う場合で、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水が枯渇するおそれがある場合には、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 6 名により、80 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． 1 3－1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
淡水タンク（ろ過水タンク、純水タンク）等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、重大事故等の収束に必要な水を確保するための代替水源となり得る。
復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、淡水又は海水を利用した原子炉压力容器等への注水手段となり得る。
輪谷貯水槽（東 1）及び輪谷貯水槽（東 2）	地震時にはスロッシング等の影響を受け保有水が減少する可能性があるが、耐震性は確保されており、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給する手段となり得る。

IV-4.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等（第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1.14関係）

本節では、電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第57条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.14項（以下「第57条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価(第37条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第57条等は、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するため、必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第57条等における「必要な電力を確保するために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）及びその設備による必要な電力を確保するための手順等
- ロ) 常設代替電源設備として設置する交流電源設備及びその設備による必要な電力を確保するための手順等
- ハ) 上記イ) 及びロ) の設備は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とすること。
- ニ) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の給電が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わず」には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。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、電気の供給を行うことが可能であること。
- ホ) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備
- ヘ) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できる手順等

- ト) 複数号機が設置されている発電所では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続する手順等。敷設したケーブル等が利用できない状況に備えた予備のケーブル等を用意すること。
- チ) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター（P/C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（MC）等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

申請者は、第57条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機による給電を実施するための設備及び手順等
 - ② 号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため自主対策設備として整備する。
 - ③ 可搬型代替交流電源設備として高圧発電機車による給電を実施するための設備及び手順等
 - ④ 所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。）として、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池による給電を実施するための設備及び手順等
 - ⑤ 常設代替直流電源設備としてSA用115V系蓄電池による給電を実施するための設備及び手順等
 - ⑥ 可搬型直流電源設備として高圧発電機車による給電を実施するための設備及び手順等
 - ⑦ 代替所内電気設備による代替電源からの給電を実施するための設備及び手順等
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）において、電源の確保のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。
- ① ガスタービン発電機による給電を実施するための設備及び手順等
 - ② B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池を代替直流電源として給電を実施するための設備及び手順等
- (3) 規制委員会は、電源の確保のために申請者が計画する設備及び手順等が、第57条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第57条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第3

7条)において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)及び(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 常設代替交流電源設備からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 可搬型代替交流電源設備からの給電。そのために、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電。そのために、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)及びSA用115V系蓄電池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-115V系蓄電池を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 常設代替直流電源設備からの給電。そのために、SA用115V系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 可搬型直流電源設備からの給電。そのために、高圧発電機車、SA用115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- f. 代替所内電気設備による給電。そのために、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SAコントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA電源切替盤及び重大事故操作盤を重大事故等対処設備として新

たに整備するとともに、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a. の対策が第 5 7 条等要求事項ロ)、b. 及び e. の対策が同イ)、c. 及び d. の対策が同ニ)、f. の対策が同チ) に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 非常用高圧母線に接続されたガスタービン発電機及び高圧発電機車は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。
- b. B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池 (SA)、230V 系蓄電池 (RCIC) 及び SA 用 115V 系蓄電池は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。
- c. 可搬型直流電源設備である高圧発電機車は、設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、高圧発電機車は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。
- d. 緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤及び重大事故操作盤は、設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備に対して独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、これらは、設置場所で操作可能な設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) ガスタービン発電機、高圧発電機車、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤及び重大事故操作盤は設計基準事故対処設備に対して独立した電路で接続されることなどにより独立性を有していること、設計基準事故対処設備とは異なる区画において整備するなど位置的分散を図ること、b) 高圧発電機車は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり直流電源の供給が可能な設計とすること、c) B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、8 時間

経過した時点で必要な負荷以外の切離し等により計 24 時間の給電が可能な設計とすること、SA 用 115V 系蓄電池及び 230V 系蓄電池 (RCIC) は、負荷の切離しを行わずに 24 時間の給電が可能な設計とすること、d) 所内電気設備は、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤及び重大事故操作盤を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能が維持され、これらは設置場所で操作が可能であり接近性を有する設計であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 a.、c. 及び d. の重大事故等対処設備の設計方針について、第 5 7 条等要求事項ハ)、同ホ) 及び同チ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第 4 3 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電の手順に着手する。この手順では、代替所内電気設備へ給電する場合には、起動操作、給電の確認等を 1 名により、10 分以内に、非常用所内電気設備に給電する場合には、起動操作、給電の確認等を計 3 名により、70 分以内実施する (※¹⁰⁸)。
- b. 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、高圧発電機車を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、高圧発電機車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計 6 名により、275 分以内実施する。
- c. 全交流動力電源が喪失し、B-115V 系充電器、B1-115V 系充電器 (SA) 及び SA 用 115V 系充電器並びに 230V 系充電器 (RCIC) の交流入力電源が喪失した場合には、B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び SA 用 115V 系蓄電池並びに 230V 系蓄電池 (RCIC) を代替直流電源

(※¹⁰⁸) ガスタービン発電機による非常用高圧母線 D 系の受電完了までは 40 分以内に、非常用高圧母線 C 系の受電完了までは 70 分以内実施。

とした給電の手順に着手する。この手順では、給電が自動動作となるため、受電状況を各充電器盤で確認する。

- d. 全交流動力電源が喪失し、8 時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合又は B-115V 系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合には、現場において B-115V 系蓄電池の不要な直流負荷の切離し及び B-115V 系蓄電池から B1-115V 系蓄電池 (SA) の切替えの手順に着手する。この手順では、不要な負荷の切離し及び蓄電池の切替えを計 3 名により、30 分以内に実施する。
- e. 全交流動力電源が喪失し、24 時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、高圧発電機車を用いた可搬型直流電源設備による給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計 6 名により、310 分以内に実施する。
- f. 非常用所内電気設備の非常用高圧母線 C 系及び D 系が同時に機能喪失し、ガスタービン発電機からも給電ができない場合には、高圧発電機車を用いた SA ロードセンタ及び SA コントロールセンタへの給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計 4 名により、275 分以内に実施する。
- g. 大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車及び可搬式窒素供給装置の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、各機器への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリへの補給等を、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、計 2 名により、110 分以内に、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、計 2 名により、150 分以内に実施する (※¹⁰⁹)。その後、高圧発電機車等への燃料補給を、**非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、70 分以内に、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、75 分以内に**順次実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の優先順位を交流電源喪失時の対応手順として a.、b. の順に、また、直流電源喪失時の対応手順として c.、d.、e. の順に設定して明確化していること、b) 代替電源からの給

(※¹⁰⁹) 2 回目以降のタンクローリへの燃料補給は、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用する場合には、35 分以内に、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用する場合には、45 分以内に実施する。

電、燃料補給の手順等について、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 b. 及び e. の手順等について、第 5 7 条等要求事項へ）に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第 5 7 条等要求事項イ)、同ロ)、同ニ) 及び同チ) に対応するものであること、②a.、c. 及び d. の設計方針が第 5 7 条等要求事項ハ)、同ホ) 及び同チ) に対応するものであること、③b. 及び e. の手順等が第 5 7 条等要求事項へ）に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第 5 7 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 5 7 条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第 4 3 条等に従って適切に整備される方針であることから、第 4 3 条等に適合するものと判断した。

(2) 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等

申請者は、有効性評価（第 3 7 条）において、必要な電力を確保するために、ガスタービン発電機を常設代替交流電源設備とした給電並びに B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池（SA）、230V 系蓄電池（RCIC）及び SA 用 115V 系蓄電池を代替直流電源とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1) ① a.、c. 及び d. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が、有効性評価（第 3 7 条）において、電源の確保に関して必要となる重大事故等対処設備及び手順等として位置付けた設備及び手順等について、第 5 7 条等及び第 4 3 条等に従って適切に整備する方針であることを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、電源の確保に関する機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備している。

(1) 電源の確保に関する機能を代替するための設備及び手順等

申請者は、電源の確保に関する機能を回復させるための設備（表Ⅳ－４．１４－１参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、非常用コントロールセンタ切替盤を用いたガスタービン発電機からの給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 3 名により、75 分以内に実施する。
- ② 全交流動力電源喪失後、24 時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合であって、可搬型直流電源設備による給電ができない場合には、直流給電車等による B-115V 系直流盤、230V 系直流盤（RCIC）、B1-115V 系直流盤（SA）又は 230V 系直流盤（常用）への給電の手順に着手する。この手順では、直流給電車の移動、電路の構成、給電操作等を計 5 名により、255 分以内に実施する。
- ③ 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた 1 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 3 名により、95 分以内に実施する。
- ④ 外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた 1 号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計 6 名により、265 分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１４－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
非常用コントロールセンタ切替盤	給電開始までに時間を要するものの、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段になり得る。
直流給電車等	直流電源を供給するため、高圧発電機車に直流給電車を接続する必要があるため、給電開始までに時間を要する

	ものの、直流電源の確保ができない場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。
号炉間電力融通ケーブル（常設）	耐震性は確保されていないもの、当該電路及び1号炉の非常用ディーゼル発電機の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。
号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	給電開始までに時間を要するものの、号炉間電力融通ケーブル（常設）の代替手段となり得る。

IV-4.15 計装設備及びその手順等（第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15関係）

本節では、計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15項（以下「第58条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第58条等は、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第58条等における「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定するための設備及び手順等
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮した優先順位を定めておくこと。

ロ) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測し、又は監視し、及び記録する設備及び手順等

ハ) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測し、又は監視する手順等 (テスター又は換算表等)

また、以下の措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うこととしている。

二) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること (最高計測可能温度等)。

申請者は、第58条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等

② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等

③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等

④ パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等

⑤ 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること (最高計測可能温度等)。

(2) 規制委員会は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等が、第58条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記(1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（※¹¹⁰）（表Ⅳ－4.15－1参照）を選定し、重要代替監視パラメータ（※¹¹¹）を計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電及び可搬型計測器による計測。そのために、常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備（※¹¹²）並びに可搬型計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）としてSPDSデータ表示装置、データ収集サーバ及びSPDS伝送サーバを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、発電用原子炉施設の状態を把握するための当該パラメータの他チャンネル（※¹¹³）による計測及び重要代替監視パラメータの計測による当該パラメータの推定。そのために、当該パラメータの重要計器の他チャンネル（以下「重要計器（他チャンネル）」（※¹¹⁴）という。）及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、a.の対策が第58条等要求事項イ）及び同ロ）に、b.の対策が同ハ）に、c.の対策が同ロ）に対応するものであることを確認した。また、d.の対策が第58条等要求事項のうち、計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るた

（※¹¹⁰）申請者は、第58条等に規定する「重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」を「重要監視パラメータ」と定義し、当該パラメータを計測する機器を「重要計器」と定義している。

（※¹¹¹）申請者は、重要監視パラメータを推定するための代替のパラメータを「重要代替監視パラメータ」と定義している。

（※¹¹²）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－4.14 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理

（※¹¹³）チャンネルとは、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をいう。

（※¹¹⁴）申請者は、「当該パラメータの重要計器（他チャンネル）」と記載しているが、本節では「重要計器（他チャンネル）」と記載

めの対策に対応するものであることを確認した。

表Ⅳ－４．１５－１ 申請者が重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器 の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹¹⁵)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ¹¹⁶)
原子炉压力容器内の 温度	原子炉压力容器 温度 (SA) (0～ 500℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル) ・原子炉圧力 (SA) (0～11MPa) (※ ¹¹⁷)	重大事故等時における損傷炉心の冷 却状態を把握し、適切に対応するた めの判断基準 (300℃) に対して、500℃ までを監視可能。
原子炉压力容器内の 圧力	原子炉圧力 (SA) (0～ 11MPa)	弾 性 圧 力 検 出 器 (※ ¹¹⁸)	・原子炉圧力 (0～10MPa) ・原子炉压力容器温度 (SA) (0～ 500℃) (※ ¹¹⁷)	重大事故等時において、原子炉圧力容 器最高使用圧力 (8.62MPa) の 1.2 倍 (10.34MPa) を監視可能。
原子炉压力容器内の 水位	原子炉水位 (広 帯域) (-400～ 150cm) (※ ¹¹⁹)	差 圧 式 水 位 検 出 器 (※ ¹²⁰)	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル) ・原子炉水位 (SA) (-900～150cm (※ ¹¹⁹)) (※ ¹²¹) ・高圧原子炉代替注水流量 (0～ 150m ³ /h) (※ ¹²²) ・原子炉圧力 (SA) (0～11MPa) 及びサブプレッション・チェンバ 圧力 (SA) (0～1,000kPa[abs]) (※ ¹²³)	重大事故等時における炉心の冷却状 況を把握する上で、原子炉水位制御範 囲 (レベル 3～8) 及び燃料棒有効長底 部まで監視可能。
	原子炉水位 (燃 料域) (-800～ -300cm) (※ ¹¹⁹)			
原子炉压力容器への 注水量	高圧炉心スプレ イポンプ出口流 量 (0～ 1,500m ³ /h)	差 圧 式 流 量 検 出 器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～ 150cm) (※ ¹¹⁹)	重大事故等時の高圧炉心スプレイ・ポ ンプの最大注水量 (1,314m ³ /h) を監視 可能。
	高圧原子炉代替 注水流量 (0～ 150m ³ /h)	差 圧 式 流 量 検 出 器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～ 150cm) (※ ¹¹⁹)	重大事故等時の高圧原子炉代替注水 ポンプの最大注水量 (93m ³ /h) を監視 可能。
	原子炉隔離時冷 却ポンプ出口流 量 (0～ 150m ³ /h)	差 圧 式 流 量 検 出 器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～ 150cm) (※ ¹¹⁹)	重大事故等時の原子炉隔離時冷却ポ ンプの最大注水量 (99m ³ /h) を監視可 能。
	低圧炉心スプレ イポンプ出口流 量 (0～ 1,500m ³ /h)	差 圧 式 流 量 検 出 器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400～ 150cm) (※ ¹¹⁹)	重大事故等時の低圧炉心スプレイ・ポ ンプの最大注水量 (1,314m ³ /h) を監視 可能。
	代替注水流量	超 音 波	・低圧原子炉代替注水槽水位 (0	重大事故等時の低圧原子炉代替注水

(※¹¹⁵) 複数ある重要代替計器の代表を記載。

(※¹¹⁶) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

(※¹¹⁷) 原子炉压力容器内が飽和状態と仮定し、原子炉压力容器温度又は原子炉圧力を推定。

(※¹¹⁸) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (基準面器からの水頭圧を含む。) と大気圧の差を計測。

(※¹¹⁹) 基準点 (0mm) は、気水分離器下端 (原子炉压力容器零レベル (底部) より 1,328cm)。

(※¹²⁰) 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (基準面器からの水頭圧を含む。) と原子炉压力容器下部の差圧を計測。

(※¹²¹) 原子炉水位 (SA) は、原子炉水位 (燃料域) と同じ基準面器で計測器が異なる。

(※¹²²) 原子炉压力容器への注水量、崩壊熱除去による蒸発量及び直前の水位から炉心の冠水を推定。

(※¹²³) LOCA の発生がなく、水位が主蒸気配管より上になるまで注水した場合には、原子炉圧力とサブプレッ
ション・チェンバ圧力の差圧から炉心の冠水を推定。

(※¹²⁴) 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。

(※¹²⁵) サプレッション・プール水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

	(常設) (0~300m ³ /h)	式流量検出器 (※ ¹²⁶)	~1,500m ³ (※ ¹²⁷) ・原子炉水位 (広帯域) (-400~150cm (※ ¹¹⁹))	ポンプの最大注水量 (230m ³ /h) を監視可能。
	残留熱除去ポンプ出口流量 (0~1,500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80~5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400~150cm (※ ¹¹⁹))	重大事故等時の残留熱除去ポンプの最大注水量 (1,380m ³ /h) を監視可能。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 (0~50m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80~5.50m) (※ ¹²⁵) ・原子炉水位 (広帯域) (-400~150cm (※ ¹¹⁹))	重大事故等時の残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水流量 (30m ³ /h) を監視可能。
	低圧原子炉代替注水流量 (0~200m ³ /h) 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) (0~50m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・原子炉水位 (広帯域) (-400~150cm (※ ¹¹⁹)) ・原子炉水位 (燃料域) (-800~-300cm (※ ¹¹⁹)) ・原子炉水位 (SA) (-900~150cm (※ ¹¹⁹)) (※ ¹²¹)	重大事故等時の大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設) (0~300m ³ /h)	超音波式流量検出器 (※ ¹²⁶)	・低圧原子炉代替注水槽水位 (0~1,500m ³) (※ ¹²⁷) ・ドライウエル圧力 (SA) (0~1,000kPa [abs])	重大事故等時の低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (230m ³ /h) を監視可能。
	ペDESTAL代替注水流量 (0~150m ³ /h) ペDESTAL代替注水流量 (狭帯域用) (0~50m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・ペDESTAL水位 (+0.1m、+1.2m、+2.4m、+2.4m) (※ ¹²⁸) ・ドライウエル水位 (-3.0m、-1.0m、+1.0m) (※ ¹²⁸)	重大事故等時の大量送水車を用いたペDESTAL代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 (0~150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・残留熱代替除去系原子炉注水流量 (0~50m ³ /h) ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力 (0~3MPa)	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。
	格納容器代替スプレイ流量 (0~150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・ドライウエル水位 (-3.0m、-1.0m、+1.0m) ・ペDESTAL水位 (+0.1m、+1.2m、+2.4m、+2.4m)	重大事故等時の大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・ペDESTAL温度 (SA) (0~300℃)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。さらに可搬型計測器にて 1,200℃まで計測可能。
	ペDESTAL温度 (SA) (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・ドライウエル温度 (SA) (0~300℃)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。さらに可搬型計測器にて 1,200℃まで計測可能。
	ペDESTAL水温度 (SA) (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル)	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) (0~200℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・サブプレッション・プール水温度 (SA) (0~200℃) (※ ¹²⁹)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。
	サブプレッション・プール水温度 (SA) (0~200℃)	測温抵抗体	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・サブプレッション・チェンバ温度 (SA) (0~200℃) (※ ¹²⁹)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa) におけるサブプレッション・プール水の飽和温度 (約 178℃) を監視可能。

(※¹²⁶) 検出器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することで、流量を計測。

(※¹²⁷) 低圧原子炉代替注水槽水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

(※¹²⁸) ペDESTAL水位及びドライウエル水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

(※¹²⁹) 空気温度と水温が平衡状態と仮定し、空気温度又は水温を推定。

原子炉格納容器内の 圧力	ドライウエル圧 力 (SA) (0～ 1,000kPa[abs])	弾 性 圧 力 検 出 器 (※ ¹³⁰)	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル) ・サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) (0～1,000kPa[abs]) (※ ¹³¹)	重大事故等時において、原子炉格納容 器の限界圧力 (2Pd : 853kPa) を監視 可能。	
	サブプレッショ ン・チェンバ圧 力 (SA) (0～ 1,000kPa[abs])	弾 性 圧 力 検 出 器 (※ ¹³⁰)	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル) ・ドライウエル圧力 (SA) (0～ 1,000kPa[abs]) (※ ¹³¹)	重大事故等時において、原子炉格納容 器の限界圧力 (2Pd : 853kPa) を監視 可能。	
原子炉格納容器内の 水位	ドライウエル水 位 (-3.0m、- 1.0m、+1.0m (※ ¹³²))	電 極 式 水 位 検 出 器	・サブプレッション・プール水位 (SA) (-0.80～5.50m (※ ¹³⁴)) ・代替注水流量 (常設) (0～ 300m ³ /h) (※ ¹³³)	重大事故等時において、熔融炉心の冷 却に必要な原子炉格納容器下部への 事前注水量を監視可能。残留熱代替除 去系による代替循環冷却実施時にお けるペデスタル代替注水系 (可搬型) の崩壊熱に余裕を見た注水の停止を 判断できる位置 (格納容器底面+1.0m) を監視可能。	
	サブプレッショ ン・プール水位 (SA) (-0.80～ 5.50m (※ ¹³⁴))	差 圧 式 水 位 検 出 器 (※ ¹³⁵)	・代替注水流量 (常設) (0～ 300m ³ /h) (※ ¹³³) ・低圧原子炉代替注水流量 (0～ 200m ³ /h) (※ ¹³³)	ウェットウエルベント操作可否判断 を把握できる範囲 (通常水位+0～ 1.3m) を監視可能。 (サブプレッション・プールを水源とす る非常用炉心冷却系の起動時に想定 される変動 (低下) 水位 : -0.5m につ いても監視可能。)	
	ペデスタル水位 (+0.1m、 +1.2m、+2.4m、 +2.4m (※ ¹³⁶))	電 極 式 水 位 検 出 器	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル) ・代替注水流量 (常設) (0～ 300m ³ /h) (※ ¹³³)	重大事故等時において、原子炉格納容 器下部に熔融炉心の冷却に必要な水 深 (+2.4m) があることを監視可能。	
原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃 度 (SA) (0～ 100vol%) (※ ¹³⁷)	熱 伝 導 式 水 素 検 出 器	・格納容器水素濃度 (B 系) (0～ 5vol%/0～100vol%) (※ ¹³⁸)	重大事故等時において、原子炉格納容 器内の水素濃度が変動する可能性の ある範囲 (0～90.4vol%) を監視可能。	
原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器酸素濃 度 (SA) (0～ 25vol%) (※ ¹³⁷)	磁 気 力 式 熱 磁 気 風 式 酸 素 検 出 器	・格納容器酸素濃度 (B 系) (0～ 5vol%/0～25vol%) (※ ¹³⁸)	重大事故等時において、原子炉格納容 器内の酸素濃度が変動する可能性の ある範囲 (0～4.4vol%) を監視可能。	
原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器雰囲気 放射線モニタ (ドライウエル) (10 ⁻² ～ 10 ⁵ Sv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル)	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後 に炉心損傷した場合は約10Sv/h) を 監視可能。	
	格納容器雰囲気 放射線モニタ (サブプレッショ ン・チェンバ) (10 ⁻² ～ 10 ⁵ Sv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル)	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後 に炉心損傷した場合は約 10Sv/h) を 監視可能。	
未 臨 界 の	中 性 子	中 性 子 源 領 域 計	核 分 裂	・多重性を有する重要計器 (他チ ャンネル)	原子炉の停止時から起動時の中性子

(※¹³⁰) 隔液ダイアフラムにかかるドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力の絶対圧力を計測。

(※¹³¹) サプレッション・チェンバ圧力は、ドライウエル圧力-12kPa からドライウエル圧力+3.4kPa の範囲
で推移。

(※¹³²) 基準点 (0mm) は、格納容器底床面 (EL. 10100)。

(※¹³³) 流量と注入時間から水位を推定。

(※¹³⁴) 基準点 (0m) は、サブプレッション・プール通常水位 (EL. 5610)。

(※¹³⁵) 隔液ダイアフラムにかかるサブプレッション・チェンバ圧力 (基準面器からの水頭圧を含む。) とサブプレ
ッション・プール下部の差圧を計測。

(※¹³⁶) 基準点 (0mm) は、コリウムシールド上表面 (EL. 6706)。

(※¹³⁷) 格納容器水素濃度 (SA) は熱伝導式水素検出器、格納容器酸素濃度 (SA) は磁気力式酸素検出器を用い
て計測。

(※¹³⁸) 格納容器水素濃度 (B 系) 及び格納容器酸素濃度 (B 系) は、格納容器雰囲気モニタの B 系を指す。

維持又は監視	束	装 ($10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$))	計数管	チャンネル ・平均出力領域計装 (0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)) (※ ¹³⁹)	束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、中間領域計装、平均出力領域計装によって監視可能。
		中間領域計装 (0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$))	核分裂電離箱	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・平均出力領域計装 (0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)) (※ ¹³⁹)	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中間領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。
		平均出力領域計装 (0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$))	核分裂電離箱	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・中間領域計装 (0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)) (※ ¹⁴⁰) ・中性子源領域計装 ($10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)) (※ ¹⁴⁰)	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を行うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。
最終ヒートシンクの確保(残留熱代替除去系)	残留熱代替除去系系統水の温度	サブプレッション・プール水温度 (SA) (0~200℃)	测温抵抗体	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・サブプレッション・チェンバ温度 (SA) (0~200℃) (※ ¹²⁹)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa) におけるサブプレッション・プール水の飽和温度 (約 178℃) を監視可能。
		残留熱除去系熱交換器出口温度 (0~200℃)	熱電対	・サブプレッション・プール水温度 (SA) (0~200℃)	重大事故等時の残留熱代替除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185℃) を監視可能。
	残留熱代替除去系流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 (0~50m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・原子炉水位 (広帯域) (-400~150cm) (※ ¹¹⁹) ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 (0~150m ³ /h)	重大事故等時の残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m ³ /h) を監視可能。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 (0~150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹²⁴)	・残留熱代替除去系原子炉注水流量 (0~50m ³ /h) ・残留熱代替除去系ポンプ出口圧力 (0~3MPa)	重大事故等時の残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	
最終ヒートシンクの確保(格納容器フィルタベント系)	格納容器フィルタベント系の水位	スクラバ容器水位	差圧式水位検出器 (※ ¹⁴¹)	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル)	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲 (1,700~1,900mm) 及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲を監視可能。
	格納容器フィルタベント系の圧力	スクラバ容器圧力 (0~1MPa)	弾性圧力検出器 (※ ¹⁴²)	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル) ・ドライウエル圧力 (SA) (0~1,000kPa[abs]) 又はサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) (0~1,000kPa[abs]) (※ ¹⁴³)	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力 (0.853MPa) が監視可能。
	格納容器フィルタベント系の温度	スクラバ容器温度 (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器 (他チャンネル)	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用温度 (200℃) が監視可能。

(※¹³⁹) 原子炉起動時の中性子束を監視可能。

(※¹⁴⁰) 中性子源領域計装、中間領域計装が測定できる領域を超えた場合には平均出力領域計装によって監視可能。

(※¹⁴¹) 隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器内の圧力 (気相部) とスクラバ容器下部の差圧を計測。

(※¹⁴²) 隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器圧力と大気圧の差を計測。

(※¹⁴³) 傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を確認する。

	格納容器フィルタベント系出口の放射線量率	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) (10^{-2} ~ 10^5 Sv/h / 10^{-3} ~ 10^4 mSv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器(他チャンネル)	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約 1.6×10^1 Sv/h)(※ ¹⁴⁴)、格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率(約 6.5×10^{-2} mSv/h)を監視可能。
	格納容器フィルタベント系出口の水素濃度	第1ベントフィルタ出口水素濃度(0~20vol%/0~100vol%)	熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器の予備 ・格納容器水素濃度(B系)(0~5vol%/0~100vol%)又は格納容器水素濃度(SA)(0~100vol%)(※ ¹⁴⁵)	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施する際、第1ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界(4vol%)未満であることを監視可能。
最終ヒートシンクの確保(残留熱除去系)	残留熱除去系系統水の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度(0~200℃)	熱電対	・原子炉圧力容器温度(SA)(0~500℃)(※ ¹⁴⁶) ・サブプレッション・プール水温度(SA)(0~200℃)	重大事故等時の残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度(185℃)を監視可能。
		残留熱除去系熱交換器出口温度(0~200℃)	熱電対	・残留熱除去系熱交換器入口温度(0~200℃)(※ ¹⁴⁷) ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量(0~1,500m ³ /h)	重大事故等時の残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高使用温度(185℃)を監視可能。
	残留熱除去系系統水の流量	残留熱除去ポンプ出口流量(0~1,500m ³ /h)	差圧式流量検出器(※ ¹²⁴)	・残留熱除去ポンプ出口圧力(0~4MPa)	重大事故等時の残留熱除去ポンプの最大注水量(1,380m ³ /h)を監視可能。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内水位及び圧力	原子炉水位(広帯域)(-400~150cm)(※ ¹¹⁹)	差圧式水位検出器(※ ¹²⁰)	・多重性を有する重要計器(他チャンネル) ・原子炉水位(SA)(-900~150cm)(※ ¹¹⁹)(※ ¹²¹)	重大事故等時における炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3~8)及び燃料棒有効長底部まで監視可能。
		原子炉水位(燃料域)(-800~-300cm)(※ ¹¹⁹)			
	原子炉圧力(SA)(0~11MPa)	弾性圧力検出器(※ ¹¹⁸)	・原子炉圧力(0~10MPa) ・原子炉圧力容器温度(SA)(0~500℃)(※ ¹¹⁷)	重大事故等時において原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa)の1.2倍(10.34MPa)を監視可能。	
ドライウエルの温度及び圧力	ドライウエル温度(SA)(0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器(他チャンネル) ・ドライウエル圧力(SA)(0~1,000kPa[abs])(※ ¹⁴⁸)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。さらに可搬型計測器にて1,200℃まで計測可能。	
	ドライウエル圧力(SA)(0~1,000kPa[abs])	弾性圧力検出器(※ ¹³⁰)	・多重性を有する重要計器(他チャンネル) ・ドライウエル温度(SA)(0~300℃)(※ ¹⁴⁸)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界圧力(2Pd:853kPa)を監視可能。	
原子炉格納容器外の系統圧力	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力(0~5MPa)	弾性圧力検出器(※ ¹⁴⁹)	・原子炉圧力(SA)(0~11MPa)(※ ¹⁵⁰)	重大事故等時の低圧炉心スプレイ系の運転時における、低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力(2.0MPa)を監視可能。	
	残留熱除去ポンプ出口圧力(0~4MPa)	弾性圧力検出器(※ ¹⁴⁹)	・原子炉圧力(SA)(0~11MPa)(※ ¹⁵⁰)	重大事故等時の残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力(約1.0MPa)を監視可能。	
水源の確保	水源の水位	サブプレッション・プール水位	差圧式水位検	・高圧原子炉代替注水流量(0~150m ³ /h)又は原子炉隔離時冷却	ウェットウエルベント操作可否判断を把握できる範囲(通常水位+0~

(※¹⁴⁴) 原子炉停止後に炉心損傷し、格納容器ベント開始を原子炉停止後1時間と想定した線量率。

(※¹⁴⁵) 第1ベントフィルタ出口水素濃度は、格納容器内の気体が通過することから格納容器内水素濃度とほぼ同じ濃度となる。

(※¹⁴⁶) 原子炉圧力容器温度と残留熱除去系熱交換器入口温度の関係(実績値)を基に推定。

(※¹⁴⁷) 熱交換器ユニットの熱交換量(設計値)を用いて水温を推定。

(※¹⁴⁸) 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。

(※¹⁴⁹) 隔液ダイヤフラムにかかるポンプ出口圧力を計測。

(※¹⁵⁰) 定期試験時に漏えいがあった場合に推定。

		(SA) (-0.80～5.50m) (※ ¹³⁴)	出器 (※ ¹³⁵)	ポンプ出口流量 (0～150m ³ /h) (※ ¹³³) ・残留熱除去ポンプ出口流量 (0～1,500m ³ /h) (※ ¹³³)	1.3m)を監視可能。(サブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動(低下)水位: -0.5mについても監視可能。)
		低圧原子炉代替注水槽水位 (0～1,500m ³)	差圧式水位検出器 (※ ¹⁵¹)	・代替注水流量(常設) (0～300m ³ /h) (※ ¹³³) ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 (0～4MPa) (※ ¹⁵²)	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端 (0～1,495m ³) を監視可能である。
原子炉建物内の水素濃度		原子炉建物水素濃度 (0～10vol% / 0～20vol%)	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器(他チャンネル) ・静的触媒式水素処理装置入口温度 (0～100℃) 及び静的触媒式水素処理装置出口温度 (0～400℃) (※ ¹⁵³)	重大事故等時において、原子炉建物内の水素燃焼の可能性(水素濃度: 4vol%)を把握する上で監視可能(なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する。)
燃料プールの監視	燃料プールの水位及び温度	燃料プール水位・温度 (SA) (-1,000～6,710mm (※ ¹⁵⁴)、0～150℃)	熱電対	・燃料プール水位 (SA) (-4.30～7.30m) ・燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) (SA) (高レンジ 10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h、低レンジ 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h) (※ ¹⁵⁵)	重大事故等時において、変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。 重大事故等時において、変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。
		燃料プール水位 (SA) (-4.30～7.30m (※ ¹⁵⁴))	ガイドパルス式水位検出器 (※ ¹⁵⁶)	・燃料プール水位・温度 (SA) (-1,000～6,710mm、0～150℃) ・燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) (SA) (高レンジ 10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h、低レンジ 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h) (※ ¹⁵⁵)	重大事故等時において、変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。
	燃料プールの放射線量率	燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) (SA) (高レンジ 10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h、低レンジ 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h)	電離箱	・燃料プール水位 (SA) (-4.30～7.30m (※ ¹⁵⁴)) ・燃料プール水位・温度 (SA) (-1,000～6,710mm (※ ¹⁵⁴)、0～150℃) (※ ¹⁵⁵)	重大事故等において、変動する可能性がある放射線量率の範囲 (10 ⁻³ ～10 ⁷ mSv/h) にわたり監視可能。
	燃料プールの状態	燃料プール監視カメラ (SA)	赤外線カメラ	・燃料プール水位 (SA) (-4.30～7.30m (※ ¹⁵⁴)) ・燃料プール水位・温度 (SA) (-1,000～6,710mm (※ ¹⁵⁴)、0～150℃)	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。

・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。

・重要計器に故障の疑いがある場合の複数ある推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

(※¹⁵¹) 隔液ダイヤフラムにかかる水槽の水頭圧と大気圧の差から水量を計測。

(※¹⁵²) 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から水位が確保されていることを推定。

(※¹⁵³) 静的触媒式水素処理装置の熱電対で測定される入口と出口の温度差で推定。

(※¹⁵⁴) 基準点は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL. 35518)。

(※¹⁵⁵) 遮蔽計算により算出した水位と線量率の関係により推定。

(※¹⁵⁶) パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測。

- a. 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を明確にする。
- b. 設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。
- c. 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等への対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等）を明確にしていること、b) 重要代替計器及び可搬型計測器は、設計基準を超える状態において、発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していること、c) 安全パラメータ表示システム（SPDS）等は、重大事故等への対応に必要なパラメータを監視し、及び記録する機能を有するとともに一定期間保存する容量を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 a. の重大事故等対処設備の設計方針について、第 58 条等要求事項ニ）に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第 43 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する。この手順では、重要計器（他チャンネル）の確認を 1 名により実施する。
- b. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器（他チャンネルを含む。）の故障が疑われる場合又は重大事故等時に監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。

この手順では、重要代替計器の確認、パラメータの推定を計2名により実施する。

- c. 重大事故等時に、監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ、かつ、重要代替計器によるパラメータの推定ができない場合、又は重大事故等時に計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視ができない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1 測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計2名により、20分以内に実施する。
- d. 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）によるパラメータの記録の手順に着手する。この手順では、パラメータの記録が自動動作となるが、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。
- e. 全交流動力電源が喪失し、8時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合又は B-115V 系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電の手順に着手する。この手順では、B-115V 系蓄電池から SA 用 115V 系蓄電池への切替え操作等を計2名により、10分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)推定する手順の優先順位を a、b、の順に設定して明確化していること、b)パラメータの推定に当たり、複数の代替パラメータの中から計測される値の確からしさを考慮し、使用する代替のパラメータの優先順位を定めて有効な情報を把握することとしていること、c)可搬型計測器によるパラメータの監視手順については、計測範囲、測定場所を明確にするとともに換算表等を整備し、必要な教育を行うこととしていること、d)安全パラメータ表示システム（SPDS）等により、重大事故等への対応に必要となるパラメータが記録されるとともに、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存すること、e)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、f)必要な通信連絡設備を確保していること、g)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が上記の手順等について、第58条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第58条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)に対応するものであり、かつ、第58条等要求事項のうち計測機器の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を得るための対策に対応するものであること、②a.の設計方針が第58条等要求事項ニ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第58条等に従って適切に整備される方針であることから、第58条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、重要計器（他チャンネル）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表IV-4. 15-2参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器（他チャンネルを含む。）の故障が疑われる場合又は重大事故等時に監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの常用計器の他チャンネル（以下「常用計器（他チャンネル）」という。）、当該パラメータの重要代替監視パラメータを計測する常用計器（以下「常用代替計器」という。）による当該パラメータの推定に着手する。

(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 直流電源喪失により、温度、圧力、水位及び注水量等のパラメータが監視できない場合の直流給電車等による電源機能回復に関する手順等（※¹⁵⁷）。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． １５－２ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
主要パラメータの常用計器（他チャンネル）及び常用代替計器	重大事故等対処設備に要求される耐震性又は耐環境性がないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。 例) 常用代替計器である制御棒手動操作・監視系は、中性子源領域計装の監視が不可能となった場合は、その機能が維持される範囲において、未臨界を監視可能である。

Ⅳ－４． １６ 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等（第２６条、第５９条及び重大事故等防止技術的能力基準 １． １６ 関係）

本節では、原子炉制御室について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第２６条第１項第２号に基づき追加要求となった事項として、原子炉制御室に発電用原子炉施設の外の状況を把握できる設備を有するか、また、同条第３項に基づき追加要求となった事項として、有毒ガスが発生した場合に原子炉制御室において必要な措置をとるための操作を行うことができるか。

重大事故等対処施設としては、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

- ・第５９条及び重大事故等防止技術的能力基準 １． １６ 項（以下「第５９条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

（※¹⁵⁷）直流給電車に関する設備及び手順等については、「Ⅳ－４． １４ 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

- (1) 第26条第1項第2号は、発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有することを要求している。また、第26条の設置許可基準規則解釈第2項は、原子炉制御室から、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 同条第3項第1号は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍において、工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置を設けることを要求している。

同項の設置許可基準規則解釈は、「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含むとしており、「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいうとしており、「工場等内における有毒ガスの発生」とは、有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいうとしている。

規制委員会は、有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ること又は対策を実施することにより、原子炉制御室の運転員を防護できる設計としていることを確認した。

- (3) 第59条等は、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第59条等における「運転員がとどまるために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性については次の要件を満たすものであること。
- i) 第37条において想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
 - ii) 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
 - iii) 交代要員体制を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
 - iv) 判断基準は、運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
 - v) 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等を設置すること。
 - vi) 原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。
- ロ) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けること。
- ハ) 原子炉制御室用の空調、照明等に用いる電源として、代替交流電源設備からの給電を可能とする設備及び手順等

申請者は、第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 中央制御室及び中央制御室待避室の遮蔽、再循環用ファン等による室内の適切な空調のための設備及び手順等
- ② 非常用ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等
- ③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置による開口部を閉止するための設備及び手順等
- ④ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度を確保するための設備及び手順等

- ⑤ 運転員の全面マスク着用及び運転員の交替により、運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないための体制の整備
- ⑥ チェンジングエリア用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するための設備及び手順等
- ⑦ 再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用ガス処理系排気ファン、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置及びLEDライト（三脚タイプ）に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電するための設備及び手順等（※¹⁵⁸）

これらにより、規制委員会は、重大事故が発生した場合においても、運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（3）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

（1）第26条第1項第2号としての要求

申請者は、第26条の規定に適合するため、同条第1項第2号の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とする。
- ② 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、監視カメラ、気象観測設備等を設置することにより、原子炉制御室から発電用原子炉施設の外の状況を昼夜にわたり

（※¹⁵⁸）代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

把握すること及び電話、FAX等を設置することにより、地震、津波、竜巻情報等を把握できるものであることを確認した。

(2) 第26条第3項第1号としての要求

申請者は、第26条の規定に適合するため、同条第3項第1号の追加要求規定について、以下のとおり評価及び対策を行うことによって、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とされている。

- ① 有毒ガス評価ガイドを参照し、固定源及び可動源それぞれに対して、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。
- ② 有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ固定源及び可動源を特定する。
- ③ 固定源の有毒ガス影響評価に用いる防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ評価条件を設定する。
- ④ 固定源に対しては、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、運転員を防護できる設計とする。
- ⑤ 可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、中央制御室換気系の隔離、防護具の着用等の対策により、運転員を防護できる設計とする。
- ⑥ 有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減するための防液堤は、保守管理及び運用管理を適切に実施する。

なお、上記⑤の通信連絡設備については、第35条に適合する通信連絡設備を使用している。

規制委員会は、申請者の計画において、運転員の吸気中の有毒ガス濃度を評価するため、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定していることを確認した。

また、固定源からの有毒ガスに対しては、運転員の対処能力が損なわれるおそれがないよう、防液堤の設置により、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とされていることを確認した。

さらに、可動源からの有毒ガスに対しては、中央制御室換気系の隔離等の対策により、運転員を防護する設計とされていることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉制御室から発電用原子炉施設の外の状況を昼夜にわたり把握できる設備を設置すること、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に限らずに、有毒ガス発生時に運転員を防護できる設計とすることを確認したことから、第26条に適合するものと判断した。

(3) 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）等により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）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、中央制御室遮蔽、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員の全面マスクの着用のための手順等及び運転員の交替のための体制を整備し、運転員の被ばく評価が最も厳しくなる事故シーケンスを想定しても運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないようにする。
- b. 非常用ガス処理系により、重大事故時に二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減。そのために、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部を担う原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放時の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止。そのために、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度を確保。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. LED ライト（三脚タイプ）により中央制御室の照明を確保。そのために、LED ライト（三脚タイプ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- f. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持込みを防止する。

規制委員会は、a.、b. 及び c. の対策が第59条等要求事項イ) に、f. の対策が同ロ) に対応するものであること、また、d. 及び e. の対策が第59条等要求事項のうち、運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な対策に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは中央制御室内の換気に必要な容量に対して十分な容量を有する。また、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）は中央制御室待避室内に運転員がとどまることができるよう十分な供給量を確保する。
- b. 非常用ガス処理系は、原子炉格納容器から二次格納施設内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気管から排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減できる換気率を確保できる設計とする。
- c. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放時に、容易かつ確実に開口部の閉止が可能な設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、現場において人力により操作できる設計とする。
- d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、必要な数（バックアップを含む。）を確保し、それらを中央制御室に保管する
- e. LED ライト（三脚タイプ）は、非常用照明に対して電源の多様性を備え、必要な数（バックアップを含む。）を確保するとともに、それらの保管場所を分散する。
- f. 再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用ガス処理系排気ファン、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置及びLED ライト（三脚タイプ）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽による遮蔽、外気を遮断し再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）による適切な空調により居住

性を確保できること、また、運転員の被ばくによる実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないように、全面マスク等の着用、運転員の交替を考慮、非常用ガス処理系の運転、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放時の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止により運転員の被ばく低減を図るとともに、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は人力操作が可能な設計とすること、b)酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、外気の遮断以降、室内の酸素及び二酸化炭素の濃度の確認ができること、c)LED ライト（三脚タイプ）は、非常用照明に対して電源の多様性を有していること、d)中央制御室用の代替電源設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備とし、外部電源及び非常用ディーゼル発電機に対して多様性、非常用高压母線までの系統に対して独立性を有していること及び異なる区画に設置することにより位置的分散を図ることを確認した。

なお、中央制御室内での運転員の被ばくによる実効線量については、運転員の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定し、格納容器フィルタベント系を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員の交替を考慮した上で、7 日間で約 51mSv と評価されていることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第 59 条等要求事項ハ）に対応するものであることを確認した。また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第 43 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 中央制御室換気系は、燃料取替階放射線高、原子炉棟排気放射線高又は換気系放射線高のいずれかによる隔離信号により、自動的に系統隔離運転となるため、系統隔離運転の状態を確認するための手順に着手する。この手順では、系統隔離運転の状態確認を 1 名により、10 分以内に実施する。また、炉心損傷を判断した場合には、中央制御室換気系の加圧運転の手順に着手する。この手順では、系統構成、中央制御室外気取入調節弁の流量調整等を計 3 名により、40 分以内に実施する。

- b. 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合であって、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、中央制御室換気系の起動手順に着手する。この手順では、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電後、中央制御室換気系の起動手順等を 1 名により、20 分以内に実施する。また、全交流動力電源喪失後に炉心損傷を判断した場合であって、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、中央制御室換気系の加圧運転の手順に着手する。この手順では、常設代替交流電源設備からの受電確認、系統構成、中央制御室外気取入調節弁の操作等を計 3 名により、40 分以内に実施する。
- c. 炉心損傷を判断後に中央制御室換気系による加圧運転を実施した場合には、中央制御室待避室を加圧する手順に着手する。この手順では、中央制御室待避室の加圧準備のため、中央制御室空気供給系空気ポンベラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系 1 次減圧弁入口弁の開操作を計 2 名により、30 分以内に実施する。また、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施予測時刻の約 20 分前には、中央制御室待避室の加圧のため、中央制御室空気供給系流量調節弁の操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。
- d. 炉心損傷後に格納容器ベントを実施する場合であって、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合には、中央制御室換気系の系統隔離運転を実施する手順に着手する。この手順では、中央制御室外気取入調節弁を全閉する操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。また、格納容器ベント実施後に中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合には、中央制御室換気系を加圧運転する手順に着手する。この手順では、中央制御室外気取入調節弁の操作等を 1 名により、5 分以内に実施する。
- e. 原子炉棟排気放射線高、燃料取替階放射線高、格納容器圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）のいずれかの信号が発生した場合には、非常用ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系が自動起動となるため、起動状況等の確認を 1 名により、5 分以内に実施する。
- f. 全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が自動起動せず、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、非常用ガス処理系を手動により起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の手動による起動等を 1 名により、10 分以内に実施する。

- g. 以下の条件が全て成立した場合には、中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順に着手する。
- (ア) 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合
 - (イ) 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合
 - (ウ) 炉心損傷を当直副長が判断した場合
 - (エ) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合
- この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を1名により、5分以内を実施する。
- h. 以下の条件が全て成立した場合には、現場からの操作による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順に着手する。
- (ア) 炉心が健全であることを確認した場合
 - (イ) 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合
 - (ウ) 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合
 - (エ) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合
 - (オ) 中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作ができない場合
- この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の人力による閉止操作等を計2名により、当該装置1個当たり120分以内を実施する。
- i. 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスク等を着用する手順に着手する。この手順では、現場作業を行う運転員が全面マスクを着用する。なお、長期的な保安確保の観点から、運転員の被ばくを低減し、及び平準化するため、運転員の交替要員体制を整備する。
- j. 中央制御室換気系が系統隔離運転中等において、中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁又は中央制御室給気内側隔離弁のいずれかが全閉となった場合には、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により実施する。また、運転員が中央制御室待避室へ待避した場合には、中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により実施する。

- k. 中央制御室の照明が使用できない場合には、LED ライト（三脚タイプ）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、LED ライト（三脚タイプ）の設置及び点灯操作を1名により、10分以内に実施する。
- l. 炉心損傷を判断した場合には、中央制御室待避室にLED ライト（ランタンタイプ）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、LED ライト（ランタンタイプ）の設置を1名により、10分以内に実施する。
- m. 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断し、緊急時対策本部所がチェン징グエリアの設営を行うと判断した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うチェン징グエリアの設営及び運用の手順に着手する。この手順では、各資機材の設置等を計2名により、120分以内に実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 中央制御室の居住性を確保するための手順等について、中央制御室及び中央制御室待避室の適切な空調を行うための手順等を整備し、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を実施するとしていること、c) 運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないための手順等を整備するとしていること、d) LED ライト（三脚タイプ）等による照明の確保のための手順等を整備するとしていること、e) 中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第59条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第59条等要求事項イ) 及び同ロ) に対応するものであり、かつ、第59条等要求事項のうち運転員が原子炉制御室にとどまるために必要な対策に対応するものであること、②f. の設計方針が第59条等要求事項ハ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第59条等に従って適切に整備される方針であることから、第59条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、重大事故が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 原子炉制御室の居住性を確保するための設備及び手順等

申請者は、中央制御室内の照明確保のための設備(表IV—4. 16—1参照)を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、非常用照明を使用するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表IV—4. 16—1 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
非常用照明	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため、照明を確保する手段となり得る。

IV—4. 17 監視測定設備及び監視測定等に関する手順等(第31条、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17関係)

本節では、監視測定設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった事項として、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であるか、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とするか。

重大事故等対処施設としては、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(発電所の周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物

質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

- (1) 第31条の設置許可基準規則解釈第5項は、モニタリングポストについて、非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

- (2) 第60条等は、重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備及び手順等を整備することを要求している。第60条等における「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 重大事故等が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設備及び手順等
- ロ) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備の配備
- ハ) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設備及び手順等

- ニ) 代替交流電源設備から常設モニタリング設備への給電を可能とする設備及び手順等
- ホ) 敷地外でのモニタリングについて、他の機関との適切な連携体制を構築する手順等
- へ) 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段の検討

申請者は、第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① モニタリング・ポストが機能喪失した場合に、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ② 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合に、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ及びGM 汚染サーベイ・メータをいう。）による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ③ 発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータをいう。）等により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ④ 気象観測設備が機能喪失した場合に、可搬式気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等
- ⑤ 代替交流電源設備である常設代替交流電源設備からの給電により、モニタリング・ポストでの放射線量の監視及び測定を継続するための設備及び手順等（※¹⁵⁹）
- ⑥ 敷地外でのモニタリングについて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制の構築のための手順等
- ⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から

(※¹⁵⁹) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理

放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等が、第60条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第60条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第31条としての要求

申請者は、第31条の規定に適合するため、同条の設置許可基準規則解釈第5項の追加要求規定について、以下の設備を整備している。

- ① モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続するとともに、モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電力の供給を可能とする設計とする。
- ② 中央制御室及び緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続するとともに、電源切替時の停電時に専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの電力の供給により、電源復旧までの期間を担保することができる方針としていること、また、これらの伝送系は有線及び無線によって多様性を有するものとする方針としていることを確認したことから、第31条に適合するものと判断した。

(2) 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. モニタリング・ポストが機能喪失した場合には、可搬式モニタリング・ポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そ

のために、可搬式モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。

- b. 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ、よう素モニタの代替としてNaIシンチレーション・サーベイ・メータ、ダストモニタの代替としてGM汚染サーベイ・メータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該放射能測定装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等が発生した場合、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、 α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該放射能測定装置及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬式気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬式気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. モニタリング・ポストの電源が喪失した場合には、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から給電によりモニタリング・ポストの電源を回復させる。
- f. 敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体が策定するモニタリング計画に従い、適切に連携して実施する体制を構築する。
- g. 重大事故による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。

規制委員会は、a.、b. 及び c. の対策が第60条等要求事項イ) 及び同ロ) に、d. の対策が同ハ) に、e. の対策が同ニ) に、f. の対策が同ホ) に、g. の対策が同ヘ) に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 可搬式モニタリング・ポストは、モニタリング・ポストに対して保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。

- b. 放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ及びGM 汚染サーベイ・メータ）は、放射能観測車搭載機器に対して、保管場所の位置的分散を図るとともに、必要な台数を確保する。
- c. 放射能測定装置（ α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）は、必要な台数を確保する。
- d. 可搬式気象観測装置については、気象観測設備に対して保管場所の位置的分散を図るとともに、代替測定に必要な台数を確保する。
- e. 小型船舶は、周辺海域での放射線量等の測定に必要な台数を確保する。
- f. モニタリング・ポストは、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から受電できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置は、モニタリング・ポスト及び放射能観測車搭載機器の機能喪失に対して、放射性物質の濃度及び放射線量の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、可搬式モニタリング・ポストはモニタリング・ポストに対して異なる場所で保管し、放射能測定装置は放射能観測車搭載機器に対して異なる場所で、かつ、耐震性を有する建物内に保管することで、位置的分散を図ること、b)放射能測定装置（ α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）は、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、c)可搬式気象観測装置は、風向、風速その他の気象条件の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、気象観測設備に対して、屋外の異なる場所に保管することで位置的分散を図ること、d)小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できるとともに、必要な台数（バックアップを含む。）を確保すること、e)モニタリング・ポストは、代替電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とすることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備の設計方針について、第60条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 重大事故等が発生した後、緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及びデータの受信状態を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順では、可搬式モニタリング・ポストを6台配置する場合には、運搬・設置等を計2名により、230分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- b. 重大事故等が発生した後、放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラ等が放射性物質の濃度の測定機能を喪失したと判断した場合には、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及びGM汚染サーベイ・メータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の手順に着手する。この手順では、車両等による移動、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり90分以内に実施する。
- c. 重大事故等が発生した後、排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された可能性があるとして判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり100分以内に実施する。
- d. 重大事故等が発生した後、液体廃棄物処理系排水モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出された可能性があるとして判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり80分以内に実施する。
- e. 重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり90分以内に実施する。
- f. 重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を計3名により、220分以内に

実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計 3 名により、1 箇所当たり 100 分以内に実施する。

- g. 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項又は第 15 条第 1 項に該当する事象が発生したと判断した場合等には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量（海側）の測定の手順に着手する。この手順では、可搬式モニタリング・ポストを 3 台配置する場合には、運搬、設置等を計 2 名により、120 分以内に実施する。また、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。また、緊急時対策所の加圧判断のために可搬式モニタリング・ポスト 1 台の設置を計 2 名により、60 分以内に実施する。
- h. 緊急時対策所で気象観測設備の指示値等を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬式気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の代替測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置等を計 2 名により、190 分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。
- i. モニタリング・ポストの常用電源が喪失し、常設代替交流電源設備による給電が開始された場合には、自動的に放射線量の連続測定を開始する。
- j. 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国及び地方公共団体が策定するモニタリング計画に従って実施する。
- k. 事故後の周辺汚染により測定ができなくなるおそれがあると判断した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手する。この手順では、モニタリング・ポストについては、検出器保護カバーの交換、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等、可搬式モニタリング・ポストについては、養生シートの交換、除草、周辺の土壌撤去等、放射能測定装置については、遮蔽材による包囲、バックグラウンドレベルの低い場所への移動等により、バックグラウンド低減対策を実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 発電用原子炉施設から放出される放射線量の測定について、可搬式モニタリング・ポストの運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、c) 空気中、水中及び土壌中の放射性物質の濃度の測定について、放射能測定装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、d) 海上での放射性物質の濃度及び放射線量の測定

について、小型船舶の準備、放射能測定装置の運搬、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、e) 風向、風速その他の気象条件の測定について、可搬式気象観測装置の運搬、機器据付け、測定の手順等を整備し、必要な人員を確保していること、f) モニタリング・ポストは代替交流電源設備から給電が可能であり、その手順等が整備されていること、g) 敷地外でのモニタリングについて国及び地方公共団体との連携体制を構築する手順等を整備していること、h) 周辺汚染により測定ができなくなることを避けるためのバックグラウンド低減対策の手順等を整備していること、i) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、j) 必要な通信連絡設備を確保していること、k) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第60条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1. 0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第60条等要求事項イ)、同ロ)、同ハ)、同ニ)、同ホ) 及び同ヘ) に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第60条等に従って適切に整備される方針であることから、第60条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、放射線量等を監視測定するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 放射線量等の測定のための自主的な対策としての設備及び手順等

申請者は、放射線量等の測定を行うための設備（表IV-4. 17-1参照）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。

- ① モニタリング・ポストは、その機能が健全であれば継続して使用する。
- ② 放射能観測車搭載機器は、それらの機能が健全であれば継続して使用する。
- ③ Ge 核種分析装置、GM 計数装置及び ZnS シンチレーション計数装置は、その機能が健全であれば継続して使用する。

④ 気象観測設備は、その機能が健全であれば継続して使用する。

(2) 放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等

申請者は、モニタリング・ポストへの常用電源の供給が途絶えた場合の給電のための設備（表Ⅳ－４．１７－１参照）を用いた主な設備及び手順等の方針を以下のとおりとしている。

① モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置及び非常用発電機から給電を開始する。給電状況は中央制御室において確認する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４．１７－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
モニタリング・ポスト	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
放射能観測車搭載機器	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
Ge 核種分析装置、GM 計数装置及び ZnS シンチレーション計数装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
気象観測設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
無停電電源装置及び非常用発電機	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。

Ⅳ－４．１８ 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等（第３４条、第６１条及び重大事故等防止技術的能力基準 １．１８関係）

本節では、緊急時対策所について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第３４条第１項に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計であるか、また、同条第２項に基づき追加要求となった事項として、

有毒ガスが発生した場合に適切に対応する方針であるか。

重大事故等対処施設としては、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

- ・第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18項（以下「第61条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

- (1) 第34条第1項は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるために、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設置することを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に緊急時対策所を整備する方針であることを確認した。

- (2) 同条第2項は、緊急時対策所及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍には、有毒ガスが発生した場合に適切な措置をとるため、発電所内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に緊急時対策所において自動的に警報するための装置その他の適切に防護するための設備を設けることを要求している。同項の設置許可基準規則解釈は、「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、指示要員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいうとしており、「有毒ガスが発生した場合」とは、有毒ガスが緊急時対策所の指示要員に及ぼす影響により、指示要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれるおそれがあることをいうとしている。

規制委員会は、有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ること又は対策を実施することにより、緊急時対策所の指示要員を防護できる設計としていることを確認した。

- (3) 第61条等は、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、①必要な指示を行う要員がとどまることができる適切な措置を講じること、②必要な指示ができるよう、必要な情報を把握できる設備を設けること、③発電用原子炉施設

の内外の必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること、④必要な数の要員を収容できること及びこれらの手順等を整備することを要求している。第61条等における緊急時対策所に求められる措置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備及び手順等としている。

イ) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。

ロ) 緊急時対策所と原子炉制御室は想定される事象に対して共通要因により同時に機能喪失しないこと。

ハ) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。

ニ) 緊急時対策所の居住性が確保され、対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行い、手順等を整備すること。

ホ) 緊急時対策所の居住性については、以下に定める要件に適合するものとする。

i) 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。

ii) プールーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。

iii) 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。

iv) 判断基準は、対策要員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

ヘ) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。

ト) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。

チ) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。

リ) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

また、第61条等における「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第61条等における「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むもの

とする。

申請者は、第61条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。
- ② 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。
- ③ 代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。
- ④ 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備等による緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等
- ⑤ 緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないよう居住性を確保する。
- ⑥ 重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）の配備及び放射線管理のための手順等
- ⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等
- ⑧ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等
- ⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等
- ⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等
- ⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容するための設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、緊急時対策所において、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるようにするために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が、第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記（3）に記

載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第34条第1項としての要求

申請者は、第34条の規定に適合するため、以下の設備を整備するとしている。

発電用原子炉施設に異常が発生した場合に、本発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する設計とする。

規制委員会は、申請者の設計方針が、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、原子炉制御室以外の場所に緊急時対策所を設置する方針としていることを確認した。

(2) 第34条第2項としての要求

申請者は、第34条の規定に適合するため、同条第2項の追加要求規定について、以下のとおり評価及び対策を行うことにより、有毒ガスが重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に及ぼす影響により、当該要員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とするとしている。

- ① 有毒ガス防護に係る影響評価は、IV-4. 16 **2.** (2) ①と同様に実施する。
- ② 固定源及び可動源は、IV-4. 16 **2.** (2) ②とする。
- ③ 評価条件は、IV-4. 16 **2.** (2) ③とする。
- ④ 固定源に対しては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とする。
- ⑤ 可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、緊急時対策所換気設備の隔離、防護具の着用等の対策により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を防護できる設計とする。

- ⑥ 防液堤等の保守管理及び運用管理は、IV-4.16 2. (2)⑥とする。
なお、上記⑤の通信連絡設備については、第35条に適合する通信連絡設備を使用している。

規制委員会は、申請者の計画において、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度を評価するための固定源及び可動源は、IV-4.16 2. (2)②と同じであること並びに固定源の評価条件は、IV-4.16 2. (2)③と同じであることを確認した。また、固定源からの有毒ガスに対しては、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とされていることを確認した。さらに、可動源からの有毒ガスに対しては、緊急時対策所換気設備の隔離等の対策により、指示要員を防護する設計とされていることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、申請者の設計方針が、原子炉制御室以外の場所に緊急時対策所を設置すること、有毒ガス発生時に指示要員を防護できる設計とすることを確認したことから、第34条に適合するものと判断した。

(3) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第61条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 代替電源からの給電。そのために、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 緊急時対策所換気空調設備、遮蔽等による緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）及び差圧計、緊急時対策所遮蔽、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式エリア放射線モニタ並びに可搬式モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 重大事故等に対処するために必要な数の要員の収容。そのために、緊急時対策所を整備するとともに、当該緊急時対策所に重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに1週間活動するための飲料水、食料等及びチェンジングエリア用資機材を配備する。

- d. 緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を構成する SPDS データ表示装置、SPDS データ収集サーバ及び SPDS 伝送サーバを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 緊急時対策所と発電所内外との通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、衛星電話設備、無線通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第 6 1 条等要求事項ハ) に、b. の対策が同ニ) に、c. の対策が同ヘ)、同ト)、同チ) 及び同リ) に対応するものであることを確認した。また、c. の対策が第 6 1 条等要求事項のうち④に、d. の対策が同②に、e. の対策が同③に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し機能を喪失しない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。
- b. 緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図る。
- c. 緊急時対策所用発電機は、多重性を確保する。
- d. 緊急時対策所は、居住性を確保し、運転員及び緊急時対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽及び換気ができる設計とする。
- e. 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員を収容できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置すること、b) 緊急時対策所は、中央制御室から離れた建物に設置することで位置的分散を図ること、c) 緊急時対策所用発電機は、1 台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して 2 台を緊急時対策所に接続することで多重性を確保するとともに、故障時のバックアップとして予備 2 台を保管すること、d) 緊急時対策所は、緊急時対策所にと

どまる運転員及び緊急時対策要員の被ばくの実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないように、建物と一体となった緊急時対策所遮蔽を有し、緊急時対策所換気空調設備を設置する設計とするとともに、気密性を確保する設計とすること、e) 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、最大 150 名を収容できる設計とすることを確認した。

なお、運転員及び緊急時対策要員の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件として考慮しない評価を行い、7 日間で約 1.7mSv であることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記 a.、b. 及び d. の重大事故等対処施設の設計方針について、第 6 1 条等要求事項イ)、同ロ) 及び同ホ) に対応するものであることを確認した。

また、規制委員会は、これらの重大事故等対処設備について、第 4 3 条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、重大事故が発生するおそれがある場合等に、緊急時対策本部を緊急時対策所に設置することとしており、①に掲げる設備を用いた手順等は以下のとおりとしている。

1) 代替電源設備からの給電の手順等

- a. 緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所用発電機準備の手順に着手する。この手順では、可搬ケーブルの接続等を計 3 名により、40 分以内に実施する。また、非常用低圧母線による受電ができない場合には、緊急時対策所用発電機からの給電の手順に着手する。この手順では、緊急時対策所用発電機の起動操作等を計 3 名により、20 分以内に実施する。

2) 居住性を確保するための手順等

- a. 緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所換気空調設備を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所空気浄化送風機の起動等を計 2 名により、90 分以内に実施する。
- b. 原子力災害対策特別措置法第 1 0 条第 1 項又は第 1 5 条第 1 項に

該当する事象が発生したと判断した場合には、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による空気供給準備の手順に着手する。この手順では、緊急時対策所正圧化装置可搬型配管の接続等を計 2 名により、120 分以内に実施する。また、炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等には、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による緊急時対策所内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、起動操作等を計 5 名により、5 分以内に実施する。

- c. 周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリング・ポスト等により確認された場合には、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）を停止する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所空気浄化送風機の起動操作、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）の 2 次圧力調節弁入口弁の閉操作等を計 5 名により、5 分以内に実施する。
- d. プルーム通過中に緊急時対策所にとどまる運転員及び緊急時対策要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための要員 23 名のうち中央制御室待避室に待避する 2 号炉運転員 5 名を除いた 18 名の合計 64 名と想定している。

3) 必要な数の要員の収容に係る手順等

- a. 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項又は第 15 条第 1 項に該当する事象が発生したと判断し、技術統括がチェンジングエリアの設営を判断した場合には、チェンジングエリアの設営及び運用の手順に着手する。この手順では、床、壁等の養生状態の確認、各資機材の設置等を 1 名により、20 分以内に実施する。
- b. 緊急時対策所には、重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なしに 1 週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持し、及び管理する。

4) 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に係る手順等

- a. 緊急時対策所を立ち上げる場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順に着手する。この手順では、SPDS 伝送サーバが常時伝送であり、SPDS データ表示装置の接続確認等を 1 名により実施する。
- b. 緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料

を配備し、常に最新となるよう維持し、及び管理する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所換気空調設備等の操作の手順等を整備するとしていること、c) 緊急時対策所の電源を確保するため、緊急時対策所用発電機からの給電の手順等を整備するとしていること、d) 緊急時対策所に要員がとどまるため、身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設営等の手順等を整備するとしていること、e) 重大事故等に対処する要員が7日間外部からの支援なしに緊急時対策所の機能を維持できる資機材を確保していること、f) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、g) 必要な通信連絡設備を確保していること、h) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第61条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第61条等要求事項ハ)、同ニ)、同ヘ)、同ト)、同チ)及び同リ)に対応するものであり、かつ、第61条等要求事項のうち②、③及び④の対策に対応するものであること、②a.、b.及びd.の設計方針が第61条等要求事項イ)、同ロ)及び同ホ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第61条等に従って適切に整備される方針であることから、第61条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、緊急時対策所と発電所内外との通信連絡を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表IV-4.18-1参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備

及び局線加入電話設備を重大事故等時においても緊急時対策所と発電所内外との通信連絡に用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． １８－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
所内通信連絡設備（警報装置を含む）、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び局線加入電話設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡の手段となり得る。

Ⅳ－４． １９ 通信連絡を行うために必要な設備及び通信連絡に関する手順等（第３５条、第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１９関係）

本節では、通信連絡設備について、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の機能を有することから、双方の基準適合性について、以下の事項を確認した。

設計基準対象施設としては、第３５条第１項及び同条第２項に基づき追加要求となった事項として、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設けるか、また、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設けるか。

重大事故等対処施設としては、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第６２条及び重大事故等防止技術的能力基準１．１９項（以下「第６２条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1. 審査の概要

(1) 第35条第1項は、設計基準事故が発生した場合において、発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすることを要求している。また、同条第2項は、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを要求している。

規制委員会は、申請者が本要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認した。

(2) 第62条等は、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために必要な設備及び手順等を整備することを要求している。第62条等における「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備及び手順等」とは、以下に掲げる設備及び手順等又はこれらと同等以上の効果を有する設備及び手順等としている。

- イ) 代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電が可能な通信連絡設備及び手順等
- ロ) 計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等

申請者は、第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① 発電用原子炉施設の内外の必要な場所と通信連絡を行うための衛星電話設備等の通信連絡設備及び手順等並びに通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機等の代替電源設備及び手順等（※¹⁶⁰）
- ② 計測等を行った特に重要なパラメータを本発電所内外の必要な場所で共有するための衛星電話設備、無線通信設備等の設備及び手順等

これらにより、規制委員会は、重大事故等が発生した場合においても発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第62条等における各々の要求事項に

(※¹⁶⁰) 代替電源に関する設備（緊急時対策所用発電機を除く。）及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。緊急時対策所用発電機については、「IV-4. 18 緊急時対策所及びその居住性等に関する手順等」において整理。

対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第62条等に適合するものと判断した。

規制委員会は、これらの確認に当たって、申請者が第43条等に従って重大事故等対処設備及び手順等を適切に整備する方針であることも確認した。

なお、規制委員会は、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記(2)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

具体的な審査内容は以下のとおり。

2. 規制要求に対する設備及び手順等

(1) 第35条としての要求

申請者は、第35条の規定に適合するため、同条第1項の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。
- ② 緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム (SPDS) を設置する設計とする。
- ③ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

また、申請者は、同条第2項の追加要求規定について、以下の設備を整備するとしている。

- ① 本発電所外の本社 (広島)、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信連絡設備を設置する設計とする。
- ② 緊急時対策支援システム (ERSS) へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備 (※¹⁶¹)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (※¹⁶²) を設置する設計とする。
- ③ 通信連絡設備は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による多様性を備えた専用通信回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。
- ④ これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とする。

(※¹⁶¹) データ伝送設備とは、安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち、SPDS 伝送サーバを示す。

(※¹⁶²) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、テレビ会議システム、IP-電話及び IP-FAX から構成される。

規制委員会は、申請者の設計方針が、設計基準事故が発生した場合において、本発電所内の人に必要な指示ができるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設けること、また、本発電所外の必要な場所と通信連絡するため、通信設備及びデータ伝送設備が常時使用できるよう、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性を有する専用通信回線を設けること、さらに、これら通信連絡設備等は非常用所内電源又は無停電電源に接続することを確認したことから、第35条に適合するものと判断した。

(2) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等

① 対策と設備

申請者は、第62条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。

- a. 発電用原子炉施設の内外の必要な場所との通信連絡及び代替電源設備からの給電。そのため、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）並びに可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。

規制委員会は、a. の対策が第62条等要求事項イ)に、b. の対策が同ロ)に対応するものであることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備について、主な設計方針を以下のとおりとしている。

- a. 衛星電話設備、無線通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、代替電源設備から給電され、電源の多様性を有する設計とする。また、有線式通信設備は乾電池を使用することで多様性を有する設計とする。

- b. 衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備並びに安全パラメータ表示システム（SPDS）は、通信方式の多様性を有する設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、緊急時対策所用発電機、可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備等から給電され、これらの電源は、水冷である非常用ディーゼル発電機に対し空冷式であること等から、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を有していること、b)通信連絡設備として、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）を設けることにより、有線系回線、無線系回線及び衛星系回線による通信方式の多様性を有することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の重大事故等対処設備について、第62条等要求事項に対応するものであること及び第43条に従って適切に整備される方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有（発電所内）

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を現場（屋内）と中央制御室との間の連絡に有線式通信設備を、現場（屋外）と緊急時対策所との間の連絡に衛星電話設備及び無線通信設備を、中央制御室と緊急時対策所との間の連絡に衛星電話設備及び無線通信設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手する。

これらのうち有線式通信設備に関する手順は、有線式通信設備と専用接続端子の接続、連絡等を実施する。

- b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有（発電所外）

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により、緊急時対策所と本社（広島）、国、地方公共団体等

との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順等を明確化していること、b) 衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等は、緊急時対策所用発電機等に接続された所内の電源系統から給電できる手順等を整備していること、c) 炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等は、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等により発電所内外で共有される手順等を整備していることなどを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、上記の手順等について、第62条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①の対策が第62条等要求事項イ)及び同ロ)に対応するものであること、①の対策に係る重大事故等対処設備及びその手順等が第62条等に従って適切に整備される方針であることから、第62条等に適合するものと判断した。また、これらの重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備される方針であることから、第43条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

規制委員会は、申請者に対して、重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示するよう要求した。

これに対して、申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表Ⅳ－4.19－1参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策を含め、重大事故等への対処が確実に実施される方針であることを確認した。

表Ⅳ－４． １９－１ 申請者が自主対策設備に位置付けた理由

設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、通信連絡の手段となり得る。

V 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

本章においては、第Ⅲ章で示した設計基準対象施設並びに第Ⅳ章で示した重大事故等に対処するために必要な設備及び手順等に加えて要求している大規模損壊への対応について、申請者の計画が、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているか否かを審査した結果を示す。

重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項は、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

- 一 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 炉心の著しい損傷の影響を緩和するための対策に関すること。
- 三 原子炉格納容器の破損の影響を緩和するための対策に関すること。
- 四 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷の影響を緩和するための対策に関すること。
- 五 放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

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。

1. 手順書の整備
2. 体制の整備
3. 設備及び資機材の整備

規制委員会は、申請者の計画が重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項及び同項の解釈を踏まえて必要な検討を加えた上で策定されており、大規模損壊が発生した場合における体制の整備に関して必要な手順書、体制及び資機材等が適切に整備される方針であることを確認したことから、重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項に適合しているものと判断した。

各項目についての審査内容は以下のとおり。

1. 手順書の整備

申請者は、大規模損壊が発生した場合の手順書の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が発電

用原子炉施設の安全性に与える影響、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンス（「IV-1.1 事故の想定」参照）などを考慮する。

(2) 大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のとおり整備する。

- ① 発電用原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順及び対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。
- ② 故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。
- ③ 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えず発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合や、状況把握がある程度可能な場合も想定し、以下の対応を考慮して手順を整備する。
 - a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失並びに緊急時対策所の監視機能喪失により、状況把握が困難な場合は、アクセスルートが確保され次第、外からの目視による確認を行い、優先順位に従った可搬型計測器によるパラメータの確認を順次行い、必要に応じた大規模損壊に対する緩和措置を行う。
 - b. 中央制御室又は緊急時対策所の監視機能の一部が健全である場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行い、他のパラメータについては、アクセスルートが確保され次第、外からの目視による確認を行い、可搬型計測器による優先順位に従ったパラメータの確認を順次行い、必要に応じた大規模損壊に対する緩和措置を行う。
- ④ 重大事故等防止技術的能力基準 2. 1 項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及びその影響の緩和に資するための多様性を持たせた手順を整備する。
- ⑤ 重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における 1. 2 項から 1. 1 4 項の要求事項に基づき整備する手順等

に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順及び中央制御室損傷時に現場と緊急時対策所が直接連絡できる手順を追加して整備する。

規制委員会は、申請者の手順書の整備の計画が大規模損壊の発生により重大事故等発生時の手順がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた手順書を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

2. 体制の整備

申請者は、大規模損壊発生時の体制について、以下のとおりとしている。

(1) 教育及び訓練

大規模損壊への対応のための重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する。また、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した原子力防災管理者及びその代行者への個別の教育及び訓練を実施する。

さらに、緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割に期待する緊急時対策要員以外の緊急時対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

(2) 体制の整備

① 大規模損壊時の体制については、重大事故等対策に係る体制通常の原子力防災組織を基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても柔軟に対応できるようにするとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提として、以下の基本的な考え方にに基づき整備する。

- a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても本発電所構内に緊急時対策要員 31 名、運転員 9 名及び自衛消防隊 7 名の合計 47 名を常時確保し、大規模損壊（中央制御室が機能しない場合を含む。）に対応できる体制とする。
- b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における緊急時対策要員、運転員及び自衛消防隊は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合におい

でも対応できるよう分散して待機する。

- c. 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とする。
 - d. 建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、本発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることができる体制とする。
 - e. 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの参集に時間を要する場合も想定し、本発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員により当面の間は事故対応を行うことができる体制とする。
 - f. プルーム放出時は、最低限必要な運転員及び緊急時対策要員は中央制御室待避室及び緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、本発電所構外へ一時避難し、その後、本発電所へ再参集する。
- ② 大規模損壊が発生した場合において、運転員及び緊急時対策要員が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外に代替可能なスペースも状況に応じて活用する。
- ③ 大規模損壊発生時における本発電所外部からの支援体制として、緊急時対策総本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。また、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。さらに、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制等を構築する。

規制委員会は、申請者の体制の整備の計画が、大規模損壊の発生により重大事故等発生時の体制がどのような影響を受けるか検討を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた体制を整備する方針としていることから、適切なものと判断した。

3. 設備及び資機材の整備

申請者は、大規模損壊発生時に必要な設備及び資機材の整備について、以下のとおりとしている。

- (1) 大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、以下の事項を考慮して整備する。

- ① ~~パ~~ 共通要因による同等の機能を有する設備の損傷の防止

可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所等に保管する。

② 共通要因による複数の可搬型重大事故等対処設備の損傷の防止

同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、同一機能を有する複数の可搬型重大事故等対処設備の間で十分な離隔距離を確保し、複数箇所に分散して配置する。

(2) 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、以下のとおり配備する。また、大規模損壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上離隔をとった場所に配備する。

① 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車、放水砲等を配備する。

② 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等の必要な資機材を配備する。

③ 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、本発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため、多様な通信手段を配備する。

規制委員会は、申請者の設備及び資機材の整備の計画が、共通要因により同時に機能喪失しないよう十分な配慮を行うなど、大規模損壊発生時の特徴を踏まえた設備及び資機材の整備を行う方針としていることから、適切なものと判断した。

VI 審査結果

申請者が提出した本申請を審査した結果、本申請は、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。）、第3号及び第4号に適合しているものと認められる。

略語等

本審査書で用いられる主な略語等は以下のとおり

略語等	名称又は説明
安全重要度分類	発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な各種の機能について、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定めて分類すること
安全評価指針	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
溢水ガイド	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
解釈別記 1	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別記 1
解釈別記 2	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別記 2
解釈別記 3	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別記 3
外部火災ガイド	原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
格納容器破損モード	格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの
火災防護基準	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
火山ガイド	原子力発電所の火山影響評価ガイド
機器条件	重大事故等対処設備の機器条件
技術的能力指針	原子力事業者の技術的能力に関する審査指針
気象指針	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針
規制委員会	原子力規制委員会
原子炉水位高 (レベル 8)	これらの燃料棒有効長頂部からの高さは以下のとおり 原子炉水位高 (レベル 8) : +559cm
原子炉水位低 (レベル 3)	原子炉水位低 (レベル 3) : +443cm
原子炉水位低 (レベル 2)	原子炉水位低 (レベル 2) : +315cm
原子炉水位低 (レベル 1H)	原子炉水位低 (レベル 1H) +166cm
原子炉水位低 (レベル 1)	原子炉水位低 (レベル 1) : +46cm
原子炉等規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
事故シーケンスグループ	炉心損傷に至る事故シーケンスを、起因事象、安全機能の喪失状況に着目して、類型化したもの
事故条件	評価上想定する事故の条件
地震ガイド	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド

地盤ガイド	基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
重大事故等防止技術的能力基準	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
重要事故シーケンス	各事故シーケンスグループにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
申請者	中国電力株式会社
設置許可基準規則	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
設置許可基準規則解釈	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
全交流動力電源喪失	外部電源喪失と設計基準対象施設の非常用所内交流動力電源喪失の重畳
操作条件	重大事故等対処設備の操作条件
大規模損壊	大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊
竜巻ガイド	原子力発電所の竜巻影響評価ガイド
地質ガイド	敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド
津波ガイド	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
停止中評価ガイド	実用発電用原子炉に係る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に関する審査ガイド
評価事故シーケンス	各格納容器破損モードにおいて事象進展や対策の実施の観点から最も厳しい事故シーケンス
保安規定	島根原子力発電所原子炉施設保安規定
本申請	島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（発電用原子炉施設の変更）」（平成 25 年 12 月 25 日申請、令和 3 年 5 月 10 日、令和 3 年 6 月 14 日、及び令和 3 年 6 月 17 日 <u>及び令和 3 年 9 月 6 日</u> 補正）
本発電所	島根原子力発電所
有効性評価ガイド	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
有毒ガス評価ガイド	有毒ガス防護に係る影響評価ガイド

ATWS	スクラム失敗を伴う過渡事象 (Anticipated Transient Without Scram の略。)。運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉の緊急停止が要求された (必要とされた) にもかかわらず、原子炉安全保護系 (あるいは停止系) の故障等により原子炉が緊急停止しない事象
ABWR	改良型沸騰水型原子炉
ARI	代替制御棒挿入回路
BWR	沸騰水型原子炉
CRD	制御棒駆動機構
DCH	格納容器雰囲気直接加熱
DG	ディーゼル発電機
ECCS	非常用炉心冷却装置
EL.	標高
ERSS	緊急時対策支援システム
FCI	溶融燃料-冷却材相互作用
HPCS	高圧炉心スプレイ系
LOCA	冷却材喪失事故
LPCS	低圧炉心スプレイ系
MCCI	溶融炉心・コンクリート相互作用
NUPEC	財団法人原子力発電技術機構
PAR	静的触媒式水素再結合装置
PCT	燃料被覆管最高温度
PDS	プラント損傷状態
PRA	確率論的リスク評価
PWR	加圧水型原子炉
RCIC	原子炉隔離時冷却系
RHR	残留熱除去系
SFP 評価ガイド	実用発電用原子炉に係る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に関する審査ガイド
SGTS	非常用ガス処理系
SLCS	ほう酸水注入設備
SPDS	安全パラメータ表示システム
SRV	逃がし安全弁