

令和2年11月17日  
日本原子力発電株式会社

## 東海第二発電所の申請内容に係る主要な論点について

東海第二発電所の新規制基準適合性に係る審査において、主要な論点となった項目について、適合性確認検査との関連を整理した。

### 1. 内容

工認及び設置許可に係る審査それぞれにおいて、主要な論点となった項目について、以下の資料を用いて整理した。

#### ①工認

- ・第614回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（2018年8月23日）での主要な論点のうち、検査に関連すると考えられる項目を整理した。

#### ②設置許可

- ・第122回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（2014年7月4日）での設置許可審査の論点のうち、検査に関連すると考えられる項目を整理した。
- ・日本原子力発電株式会社東海第二発電所の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）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（平成30年9月26日）（東海第二発電所審査書）に記載されている設置許可審査の論点のうち、検査に関連すると考えられる項目を整理した。

### 2. 添付資料

- ・添付－1 工認審査における論点の整理について（審査会合）
- ・添付－2 設置許可審査における論点の整理について（審査会合）
- ・添付－3 設置許可審査における論点の整理について（審査書）

以上

工認審査における論点の整理について（審査会合）

第614回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（2018年8月23日） 資料1-1 工事計画認可申請に係る論点整理について（コメント回答）  
 以下に工認の論点に対応する検査、対象設備及び検査の時期を記載する。

分類	論点	概要	検査の有無	設備名
耐津波	鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性	<p>&lt;概要&gt;                      防潮堤のうち鋼製防護壁については、取水路と鋼製防護壁の地震時の変位による相互干渉を回避するため、取水路と鋼製防護壁間に100mmの隙間を設け、この隙間からの津波の流入を防止することを目的に止水機構を設置することとしている。                      この止水機構の構造に対して、第520回審査会合（平成29年10月17日）において、「止水板の追従性として、解析での確認に加え、試験についても検討し、方針及び実施時期を示した上で、設置許可断面と工認断面の範囲を整理して示すこと。」という指摘があった。                      この指摘を踏まえて、第562回審査会合（平成30年4月5日）において、工事計画認可申請に係る論点整理の一つとして、止水機構に関して「止水機構の地震時の追従性について、評価及び実規模大の試験装置を用いた加振試験にて確認する。」ことを説明した。                      第578回審査会合（平成30年5月31日）及び第595回審査会合（平成30年7月3日）において、実証試験結果の挙動へのコメントや工事計画認可への反映事項について説明した。                      その際、更なる振動台の影響の調査及び止水板設置における公差等の影響を解析の必要性についてコメントを受けたため、第603回審査会合（平成30年7月19日）において、3方向同時加振時におけるうねりの原因について、振動台のローリングによる影響があることを確認したこと及び実際に設置する止水板の公差に基づき、三次元動的解析の評価モデルのケース数を設定したことについて説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      ①止水機構の追従性に係る2次元及び3次元の解析結果                      ②止水機構の追従性に係る実証試験（加振試験）結果                      ③-1 実証試験結果のうち、鉛直方向に長周期のうねりが出る原因について、3方向同時加振時に出て、鉛直加振で出ないことを踏まえて、合理的に説明できる根拠を示した上で特定すること                      ③-2 振動台のY軸に対して回転変位（ローリング）について、試験結果に与える影響を示すこと                      ④実機解析を工認に適用することを踏まえ、解析の信頼性を示すこと                      ⑤実証試験結果を踏まえて解析にフィードバックする項目はないか、応力評価において実証試験と解析の違いを考慮する必要があるか検討すること                      ⑥試験結果と実証試験モデル結果の差が浸水防止機能に影響を及ぼすか否かを分析し、今後設計への反映の有無を示すこと                      ⑦止水板の隙間に対する公差について、実機を考慮したうえで設定し、解析モデルの結果の扱いを示すこと</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-
	防潮ルート変更後の敷地遡上津波の浸水深・流速	<p>&lt;概要&gt;                      防潮ルート変更後の敷地に遡上する津波の浸水深及び流速を遡上解析にて確認する。確認の結果、浸水防止設備等の設計で考慮する浸水深1.0m及び流速2.0m/sの設定を変更する必要があることを確認した。また、敷地モデルに東海発電所建屋を反映した追加解析も実施し、東海発電所建屋を考慮しても東二原子炉建屋南側エリアに局所的な水位上昇がないことを確認した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      -</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-
耐震	可搬型設備の耐震性	<p>&lt;概要&gt;                      地震時に可搬型設備（車両型設備）の動的・電気的機能が維持できることを加振試験により確認する。確認の結果、床応答スペクトルの包絡性及び車両型設備の耐震性が維持されることを確認した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      ①加振波のFRSが保管場所のFRSを包絡していること                      ②加振試験結果</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-
	機器の動的機能維持評価	<p>&lt;概要&gt;                      第520回審査会合（平成29年10月27日）において、構造等がJ E A G適用外であるスクリーウ式ポンプ及びギア式ポンプの動的機能維持の検討方針を説明した。また、第562回審査会合（平成30年4月5日）において、工事計画認可申請に係る論点整理の一つとして、設備の特徴に基づく損傷モードに応じた評価対象部位の抽出結果について説明した。                      第578回審査会合（平成30年5月31日）において、構造等がJ E A G適用外である機器（スクリーウ式ポンプ及びギア式ポンプ）の動的機能維持評価の結果について説明した。                      第588回審査会合（平成30年6月14日）において、許容値（機能確認済加速度）の出典及び適用性について説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      ①構造等がJ E A G適用外の機器に対して、抽出した評価対象部位に係る動的機能維持の評価結果について説明                      ②評価部位「⑥逃がし弁」について、評価項目「加速度」に対する許容値の出典及び適用性を示すこと</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-

分類	論点	概要	検査の有無	設備名
耐震	スタンドパイプの耐震評価	<p>&lt;概要&gt; 第562回審査会合（平成30年4月5日）において、スタンドパイプに適用する極限解析に関して、解析モデルの妥当性及び極限解析の保守性について説明するとともに、極限解析モデルの妥当性を補完するため、スタンドパイプの解析モデル長さを長くした場合の影響確認（追加解析）結果を示すことを説明した。 第588回審査会合（平成30年6月14日）において、上記の追加解析結果と以下コメントに対して説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①解析モデル長さの影響確認結果（解析モデル長さ2.0m及び2.5m） ②スタンドパイプ225本モデルにおける補強板が解析に与える影響 ③引張試験における荷重（モーメント）の比較 ④ドライヤスカート部との干渉に係る解析上の扱い</p>	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	設置変更許可段階で示した解析用液状化強度特性の代表性及び網羅性	<p>&lt;概要&gt; 東海第二発電所敷地地盤の有効応力変化に応じた検討は、設置変更許可段階での液状化強度試験結果を基に設定した原地盤のFLIP解析用液状化強度特性（-1<math>\sigma</math>）を用いている。この設置変更許可段階で示した原地盤のFLIP解析用液状化強度特性（-1<math>\sigma</math>）及びこの液状化強度特性を用いた施設毎の液状化影響方針について、ご指摘を頂き、第595回審査会合（平成30年7月3日）においては、使用済燃料乾式貯蔵建屋を個別の評価対象とした根拠について整理し、使用済燃料乾式貯蔵建屋設置位置の液状化強度特性（試験位置の代表性）について説明した。 第606回審査会合（平成30年7月26日）においては、使用済燃料乾式貯蔵建屋設置位置におけるD2g-3層の地質的性状に大きな差異がないことから、当該位置で取得したD2g-3層の液状化強度特性は、使用済燃料乾式貯蔵建屋の評価に使用する液状化強度特性として代表性を有するものと判断されることを説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①-1 設置変更許可段階で示した「敷地全体の原地盤の液状化強度特性」の代表性及び網羅性 ①-2 D2g-3層の液状化強度試験箇所について、各孔のボーリング柱状図及びN値を整理し、総合的に説明すること ②使用済燃料乾式貯蔵建屋を個別の評価対象とした根拠（3つの建屋を除外した理由も含む）及び地盤改良の有無</p>	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価	<p>&lt;概要&gt; 第595回審査会合（平成30年7月3日）においては、鋼製防護壁接合部の3次元解析（COM3）の結果に基づき直接定着式アンカーボルトの鋼製防護壁への適用性及び設計方法の妥当性について説明した。 第606回審査会合（平成30年7月26日）においては、3次元解析（COM3）に基づき、3次元挙動と荷重伝達メカニズム及び荷重分散に関する各部材のひずみと荷重比率の関係を整理した。3次元解析（COM3）による照査値は、設計荷重に対する各部材の最大局所ひずみと初期弾性係数を用いて保守的に応力を求め算定しているが、全ての部材について照査値が1.0以下であり、許容値を満足していることから安全余裕を有する構造であることを確認した。また、接合部の構造は、設計荷重を超える荷重を仮想した場合においても、全ての部材において脆性的なひずみ増加を呈してはいるものではなく、鉄筋のひずみ硬化開始ひずみ及びコンクリートの許容圧縮ひずみに対して十分余裕のある範囲内で耐荷性能を保持していることから、これらの部材が一体となった3次元構造として十分な靱性があることを確認した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①三次元解析（COM3）の評価結果 ②鋼製防護壁の接合部に設計荷重を与えた場合、及び設計荷重を超える荷重を仮想した場合の評価について、3次元解析（COM3）の結果を踏まえ、各部材が負担する荷重の伝達メカニズムや3次元挙動について整理して説明すること</p>	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	立坑構造物の解析モデル変更	<p>&lt;概要&gt; 第614回審査会合（平成30年8月23日）においては、6つの立坑構造物の各部位の照査値が許容値以下であることを確認したことについて説明した。また、立坑構造物については、以下により、水平2方向及び鉛直方向地震力に対応した設計となっていることを確認したことについて説明した。 ・立坑の水平鉄筋の設計 立坑の水平鉄筋については、直交する2つの2次元有効応力解析による側壁の面内方向のせん断力に対する①必要せん断補強筋量と面外方向の最大動土圧に対する②必要主鉄筋量及び③必要せん断補強筋量をそれぞれ算定し、①と②を足し合わせた合計必要鉄筋量以上、及び、③の必要鉄筋量以上が実配筋量として配置されていることを確認した。 ・立坑の鉛直鉄筋の設計 矩形立坑の鉛直鉄筋については、直交する2つの2次元有効応力解析による各方向の曲げ軸力をそれぞれ負担できる鉛直鉄筋が配置されていることを確認した。 円筒形立坑の鉛直鉄筋については、直交する2つの2次元有効応力解析モデルによる解析結果のうち、曲げ軸力が時刻歴最大となる時刻の曲げモーメントを直交する方向にも同時に作用させるものと仮定（曲げモーメントを<math>\sqrt{2}</math>倍）した場合の曲げ軸力を負担できる鉛直鉄筋が配置されていることを確認した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①-1 立坑構造物の評価結果 ①-2 6つの立坑構造物の照査結果について説明すること ②水平2方向及び鉛直方向地震力を考慮した設計の妥当性について考察して説明すること</p>	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—

分類	論点	概要	検査の有無	設備名
耐震	原子炉建屋基礎盤の耐震評価	<p>&lt;概要&gt; これまで、原子炉建屋基礎盤の面外せん断の許容限界に荒川mean式による終局強度を適用することとし、その適用性及び適用を前提とした応力平均化の方法について検討してきた。 第606回審査会合（平成30年7月26日）においては、許容限界をRC-N規準による短期許容応力度とし、応力平均化の方向を材軸方向に行うこととしたことにより、既工認実績と同じ扱いとなった。これまでの検討により、許容限界への荒川mean式による終局強度の適用性を整理したこと及び機器・配管系の支持機能の確認に課題が残されたことについては、補足説明資料にとりまとめ、今後の検討に活用できるようにすることについて説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①局所応力の取扱い、許容限界の説明方針および評価結果 ②-1せん断終局強度を適用することの妥当性（今回工認、東二建設時、他サイトのSクラス基礎の設計クライテリアの違いを考慮した説明） ②-2せん断終局強度を適用することを踏まえ、Sクラスの機器・配管系に対する支持機能への影響を検討した上で、せん断終局強度を適用する際の配慮について設計方針を示すこと ②-3応力平均化について、平均化する方向を整理して示すこと ②-4基礎スラブの面外せん断耐力実験の結果について、東海第二の原子炉建屋基礎盤への適用性をより詳細に検討すること ②-5地震荷重見直し前後の比較について、計算条件の変更点を整理し、評価結果に支配的な変更点を分析して示すこと</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-
	地震観測記録を踏まえた耐震評価への影響	<p>&lt;概要&gt; 第572回審査会合（平成30年5月17日）において、2011年東北地方太平洋沖地震に対する使用済燃料乾式貯蔵建屋及び原子炉建屋のシミュレーション解析と観測記録との差異に対する考察を説明するとともに、使用済燃料乾式貯蔵建屋及び使用済燃料乾式貯蔵容器並びに原子炉建屋への耐震性に影響ないことを説明した。また、原子炉建屋内に設置される機器について、観測記録がシミュレーション解析結果を上回ることに対して、設備影響評価を行い結果を示すことを説明した。 第595回審査会合（平成30年7月3日）において、原子炉建屋内に設置される設備の耐震性への影響評価結果について説明した。 第606回審査会合（平成30年7月26日）において、検討に用いた地震動(Sd-D1)の代表性、検討に用いた要素の代表性及び3次元挙動による応答増幅の算定方法について説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①観測記録がシミュレーション解析結果を上回ることに対する設備影響評価結果 ②-1使用済燃料プール周辺の3次元応答性状が使用済燃料プールの評価に及ぼす影響 ②-2評価対象要素及び対象とする入力地震動の選定根拠を示すこと</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-
	機器の動的機能維持評価（弁の高振動数領域の考慮）	<p>&lt;概要&gt; 第595回審査会合（平成30年7月3日）において、技術基準規則解釈及び耐震設計に係る工認審査ガイドの一部改正を踏まえた弁の動的機能維持評価に関し、高振動数領域までの評価においても、弁の応答加速度は機能維持加速度以下であること、加速度の応答増加が確認された弁においても応答増加率は10%以下であることから、弁の高振動数領域による影響がないことを説明した。この際、評価結果のうち、比較的大きな応答増加率を示した弁について、振動特性を考慮して応答増加要因を推定し説明するようコメントがあった。 第603回審査会合（平成30年7月19日）において、応答増加率が比較的大きかった弁を対象に、その増加要因の推定結果について説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①高振動数領域まで考慮した評価結果 ②100Hzまで考慮した応答加速度において、比較的大きな応答増加率を示す弁について振動特性等を考慮して応答増加要因を推定し説明すること</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-
外部事象	降下火砕物に対する建屋の健全性	<p>&lt;概要&gt; 降下火砕物に対する原子炉建屋原子炉棟の健全性評価として、設置許可段階においては、屋根スラブの剛性を無視することにより鉛直荷重をすべて主トラスが負担する保守的な評価を行った。工認段階では、屋根スラブの剛性を考慮した現実的な状態による評価を行い、主トラスの評価結果に余裕が増したことを示した。その際、屋根スラブの応力分布等を示すようコメントを受けた。 第578回審査会合（平成30年5月31日）において、3次元FEMにおける鉄骨材とスラブの拘束条件及び鉄骨材とスラブの結合部の状態並びに屋根スラブの応力、歪みの分布について示し、原子炉建屋原子炉棟の降下火砕物に対する評価において、屋根スラブの健全性を確認した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①原子炉建屋の主トラスについて、発生する応力が許容限界を超えないことの確認結果 ②3次元FEMにおける鉄骨材とスラブの拘束条件、実際のスラブの応力、歪みの分布、鉄骨材とスラブの接合部の状態を示す</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-
機械設計	SA時の強度評価における設計方針	<p>&lt;概要&gt; 強度計算の基本方針において、機器の評価は基本的に施設時の適用規格による評価とするが、施設時の適用規格が昭和45年告示第501号の場合は、JSME設計・建設規格と告示第501号の比較を行い、いずれか安全側の規格による評価を実施することとしている。一方、配管の応力係数について、本方針と異なる値を採用している。 第578回審査会合（平成30年5月31日）において、JSME設計・建設規格において、B1係数は0.5を採用しており、今回の評価もASME改訂理由を考慮し、曲げ管、エルボ、ティーの応力係数B1は現実的な値としてJSMEの応力係数（0.5）を採用することを説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①強度評価方針として、適用基準は保守側を採用することとしていることに対し、応力係数について現実的な値（0.5）を採用することの考え方</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-

分類	論点	概要	検査の有無	設備名
機械設計	SA時の強度評価における設計条件 (SAクラス2機器であって、クラス1機器の設計条件)	<p>&lt;概要&gt; 第562回審査会合 (平成30年4月5日) において、SAクラス2機器であってクラス1機器の強度評価をJSMEに従い評価すること、SA時機械荷重については定量的に算出し、順次計算結果を示すことを説明した。 第588回審査会合 (平成30年6月14日) において、下記コメントに加え、SAクラス2機器であってクラス1機器の設計条件及びSA時機械荷重の算出方法について説明した。 第607回審査会合 (平成30年8月2日) において、SAクラス2機器であってクラス1機器のSA時機械荷重の計算結果について説明している。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①SA時機械荷重 (ジェット荷重や主蒸気逃がし安全弁の吹き出し反力) を定量的に算出し、順次計算結果を示す ②建設時の設計条件を使用することを含め、強度評価条件の妥当性を示す</p>	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	強度評価におけるPCV動荷重の考慮	<p>&lt;概要&gt; 第562回審査会合 (平成30年4月5日) において、重大事故等事に重要事故シーケンスで想定される動荷重を抽出した。また、同審査会合において、コメントがあり、第588回審査会合 (平成30年6月14日) にて追加のコメントを受けている。これらの動荷重については、設計基準事故時に想定された荷重とは異なる可能性があることから、SA時に発生する動荷重による原子炉格納容器の健全性への影響を確認した結果を第595回審査会合 (平成30年7月3日) において説明した。また、同審査会合において、重大事故等事にドライウエルや逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバへ蒸気等が流入する際の動荷重について説明した際、指摘を受けた。 第607回審査会合 (平成30年8月2日) において、指摘内容を踏まえ検討した結果を説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①-1 設計基準事故時の動荷重に包絡されること等の確認結果 ①-2 SRV作動時の動荷重が、DBA条件を包絡することについて、圧力干渉効果や圧力上昇率等の考察を添えて説明すること (単弁作動時よりも多弁作動時の方が発生荷重が小さくなることの説明も含む) ①-3 FCI時及びピント時の動荷重が、DBAのLOCA時を包絡することについて、LOCA時の荷重をどのような条件で設定しているかを示したうえで説明すること ②-1 DBA・SA時のPCV動荷重を決定する要素を定量的に説明 ②-2 シーケンスによっては動作する弁数や作用する圧力も異なることから、各々の動荷重について丁寧に説明すること ②-3 動荷重については設計で元々どのような荷重で評価しているのか (既設の設計裕度)、元々の設計の考え方から追って、許容値の包絡性を説明すること ③SA時の応力について、SA水位の影響について説明すること</p>	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	SA環境を考慮したPCV閉じ込め機能	<p>&lt;概要&gt; 原子炉格納容器トップヘッドフランジについて限界温度・圧力 (200℃, 2Pd) における閉じ込め機能の健全性を確認する。</p> <p>&lt;コメント&gt; ①圧縮永久ひずみ率のデータ拡充による閉じ込め機能の評価値の妥当性 ②ガスケット増厚による閉じ込め機能の評価における開口量評価の裕度</p>	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—

分類	論点	概要	検査の有無	設備名
機械設計	ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法	<p>&lt;概要&gt;                      平成29年11月、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等の一部が改正され、原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルに対する要求事項等が明確化された。このため、東海第二発電所のブローアウトパネル及びブローアウトパネル閉止装置が要求機能を満足することを確認するための実証試験等について説明している。                      6月に実施したブローアウトパネル閉止装置の加振試験において、チェーン破損及び扉閉止状態の加振後の再開不可の不具合が発生したため、門（かんぬき）を設置することとした。                      第607回審査会合（平成30年8月2日）において、門を追加したブローアウトパネル閉止装置に対する加振試験結果について報告した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      ①-1ブローアウトパネル開放の実証試験結果                      ①-2開放試験については、パネルが躯体から外れて落下していることを確認すること                      ②-1ブローアウトパネル閉止装置の実証試験（加振試験）及び閉閉動作試験、気密性能試験の結果                      ②-2ブローアウトパネル閉止装置の実証試験（加振試験）での不具合を踏まえた対策検証について                      ③実機大モックアップ試験時の予備品の考え方、リスク管理について説明すること                      ④リスク管理の試験スケジュール（クリップ幅変更等）をスケジュール追加すること                      ⑤実機大のモックアップ（ブローアウトパネル本体、ブローアウトパネル閉止装置）試験前に試験条件を説明すること                      ⑥加振限界試験の目的、実施方法について、要領書に記載のこと                      ⑦気密性能試験における流量、断面積の算出方法について説明を要領書に追加すること                      ⑧実施する単体の気密確認試験結果も踏まえて原子炉建屋原子炉棟全体として気密性能が確保できる見込みであることを説明すること                      ⑨模擬地震波の床応答スペクトルについて、方向に依存しない応答スペクトルのNS/EW方向への分け方を説明すること                      ⑩ブローアウトパネル本体の品質・施工管理、保守管理等                      ⑪設計差圧（6.9kPa）以下で開放する設計（設定値）について、クリップ開放試験結果等を踏まえた考え方                      ⑫強制開放装置の位置付け                      ⑬ブローアウトパネルの要求事項（考慮すべき自然現象発生後にDBAが発生する場合、逆にDBA後に自然現象が発生する場合を整理し、公衆被ばくの影響の観点から整理）                      ⑭ブローアウトパネルの耐震評価に当たって、ブローアウトパネルの設置・取付状況を踏まえた固有値の考え方を整理し提示すること                      ⑮設計基準事故と地震の組合せについて説明すること                      ⑯-1部品の裕度評価及び門の設計に関する説明                      ⑯-2門設置に伴う扉閉閉の維持管理に関する説明                      ⑯-3追加試験における電動作動確認の判定基準の検討                      ⑯-4ブローアウトパネル閉止装置の追加実証試験結果</p>	基本設計方針検査	原子炉建屋外側ブローアウトパネル ブローアウトパネル閉止装置
	SRVのSA耐環境性	<p>&lt;概要&gt;                      第562回審査会合（平成30年4月5日）において、SRVのSA環境条件の妥当性及び耐環境性を説明した。同審査会合において、東海第二発電所は新たな設備が多く、早急にSA耐環境性を確認する必要があるとの主旨で、コメントを受けている。                      第588回審査会合（平成30年6月14日）において、SRV環境試験は、「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）」において、本体、補助作動装置（シリンダ、電磁弁等）を組み上げて実施していること及びSA設備の耐環境性について評価した結果、いずれも耐環境性を有していることを確認したことを説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      ①SA時の原子炉格納容器内におけるSRV作動環境                      ②SRV（自動減圧機能）の耐環境性                      ③非常用逃がし安全弁駆動系の耐環境性                      ④過去のSRV環境試験条件について対象の機器を明確にして資料に反映                      ⑤健全性の説明書の中でその他のSA耐環境性について整理・説明</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-

分類	論点	概要	検査の有無	設備名
機械設計	MCCL/FCI対策に係る設計	<p>&lt;概要&gt;                      コリウムシールドの施工は、国内プラントでは初めてとなることから、構造・手順・環境の面で施工に係る実現性を確認する必要がある。第578回審査会合（平成30年5月31日）において、施工ステップごとに施工内容や管理項目等を説明している。                      R P V破損時のベDESTAL内水位を1mに維持するため、格納容器床ドレンサンブ導入管（スワンネック）及びスリット形状の排水ラインにより、流入水が確実に排水できることをモックアップ試験にて確認する。また、設置許可における排水時間評価の妥当性を確認する。第588回審査会合（平成30年6月14日）において、5月に実施したモックアップ試験について、第595回審査会合（平成30年7月3日）において、追加で実施したモックアップ試験（導入管カバーの設置）について、その内容と評価結果を説明している。                      方が一に排水配管側が加圧された場合に、配管及び格納容器隔離弁の損傷を防ぐため、念のため自主設備として安全弁を設ける設計としている。第614回審査会合（平成30年8月23日）においては、安全弁を設けることに対する排水配管の使用圧力の考え方及び安全弁の吹き出し量の妥当性について説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      ①-1 モックアップ試験結果                      ①-2 導入管カバーを考慮した試験も含め、モックアップ試験の結果について示すこと                      ②モックアップ試験における異物混入を想定した試験条件                      ③コリウムシールドの施工性                      ④工認対象範囲                      ⑤コリウムシールドのドレン水貯蔵機能                      ⑥コリウムシールドライナーの工認上の記載                      ⑦-1 排水ラインのラプチャーディスクの扱いについて整理して示すこと。また、ドライウェル内水位調整の機能に悪影響を与えないことを示すこと                      ⑦-2 安全弁の吹き出し圧力、吹き出し量、反力について、説明すること                      ⑦-3 安全弁の吹き出しについて想定される事象を整理し、保守性の考え方、値や意味付けも含め明示すること                      ⑦-4 排水配管の使用圧力の考え方について説明すること</p>	基本設計方針検査 1号検査 3号検査	コリウムシールド（基） 格納容器床ドレンサンブ 格納容器機器ドレンサンブ 格納容器床ドレンサンブ導入管 格納容器床ドレンサンブ導入管カバー（基） 格納容器機器ドレンサンブ導入管カバー（基）  （基）は基本設計方針設備
	ECCSポンプのSA時でのNPSH評価	<p>&lt;概要&gt;                      ECCSポンプのNPSH評価のうち、ECCSストレーナの異物付着による圧損上昇の評価において、SA時に発生するデブリについて、ストレーナに付着する量を見直した条件（移行割合を考慮しない条件）等で追加試験を実施することとした。                      第595回審査会合（平成30年7月3日）において、ECCSポンプのSA時でのNPSH評価のため、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号）との整合性及び保守性を確保した試験の実施結果を示した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      ①試験結果および評価結果                      ②試験の再現性（投入異物の攪拌・静定させ、一定の圧力損失データが得られることの見解）について示すこと                      ③試験手順について示すこと                      ④試験の進捗状況、見直しについて具体的に示すこと</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-
	SM材の使用制限（2.9MPa）を超えた範囲での使用	<p>&lt;概要&gt;                      東海第二発電所は建設時の基準（昭和45年告示501号）に従い、一部の機器に溶接構造用圧延鋼材（以下、「SM材」という。）（JIS G 3106（1966））が使用されている。                      現在の技術基準（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する解釈（平成25年6月19日制定、平成30年1月24日改正）当時）では、「この規則の施工の際現に施設し、または着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格（昭和55年告示501号等）によること」とされており、当該材料を継続使用することに技術基準上の問題がない。一方、設計・建設規格ではSM材に使用制限が課せられていることから、念のため、設置されている設備機器の構造強度等が確保されていることを確認する。                      第572回審査会合（平成30年5月17日）において、設計・建設規格（2005/2007）では、最高使用圧力が2.9MPaを超える機器に対するSM材の使用制限があるが、当該材料の使用にあたっては、技術基準に照らして十分な保安水準が確保されていることについて説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      -</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-
	燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性	<p>&lt;概要&gt;                      使用済燃料プールでの燃料集合体落下時のライニングの健全性評価において、運動方程式によって落下エネルギーを評価し、既往の試験における落下エネルギーに包絡されると評価している。この評価に使用したパラメータのうち、抗力係数Cdは単純化した形状の物体に対する文献値であり、長手方向の長さsと代表長さdの比（L/d）やレイノルズ数について実機を包絡していないことから、模擬燃料集合体を用いた抗力測定試験を実施し、求めた抗力係数から落下エネルギーを評価し、既往の試験に包絡されることを確認する。また、CFD（Computational Fluid Dynamics）解析を並行して実施し、試験条件（レイノルズ数）を補完する解析も実施する。                      第595回審査会合（平成30年7月3日）において、試験結果並びに内部通過流の影響及びCFD解析の保守性についての試験結果の考察について説明した。</p> <p>&lt;コメント&gt;                      ①使用済燃料プールでの燃料集合体落下時のライニングの健全性評価において、水の抵抗を考慮しており、この際に用いている抗力係数について確認すること                      ②試験結果および評価結果                      ③CFD解析モデルについて説明すること</p>	- (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	-

# 東海第二発電所

## 工事計画認可申請に係る論点整理について (コメント回答)

平成30年8月23日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

# 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(1/5)



過去の審査会合※で抽出した工事計画認可申請に係る論点に対するコメントは下表のとおり。今回は未完了の4件(論点8, 論点19において各2件)のコメントに対して回答する。

※ 第562回審査会合(H30.4.5), 第572回審査会合(H30.5.17), 第578回審査会合(H30.5.31), 第588回審査会合(H30.6.14), 第591回審査会合(H30.6.26), 第595回審査会合(H30.7.3), 第599回審査会合(H30.7.10), 第603回審査会合(H30.7.19), 第606回審査会合(H30.7.26), 第607回審査会合(H30.8.2)

コメント内容	白丸数字	過去の審査会合において、今後の予定として示したもの
	黒丸数字	過去の審査会合において、ご指摘を頂いたもの

分類	論点		コメント内容	審査会合
				8/23回答分
耐津波	1	鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性	① 止水機構の追従性に係る2次元及び3次元の解析結果	完了(5/31)
			② 止水機構の追従性に係る実証試験(加振試験)結果	完了(5/31)
			③ 実証試験結果のうち、鉛直方向に長周期のうねりが出る原因について、3方向同時加振時に出て、鉛直加振で出ないことを踏まえて、合理的に説明できる根拠を示した上で特定すること	完了(7/3)
				振動台のY軸に対する回転変位(ローリング)について、試験結果に与える影響を示すこと
			④ 実機解析を工認に適用することを踏まえ、解析の信頼性を示すこと	完了(7/3)
			⑤ 実証試験結果を踏まえて解析にフィードバックする項目はないか、応力評価において実証試験と解析の違いを考慮する必要があるか検討すること	完了(7/3)
			⑥ 試験結果と実証試験モデル結果の差が浸水防止機能に影響を及ぼすか否かを分析し、今後設計への反映の有無を示すこと	完了(7/3)
			⑦ 止水板の隙間に対する公差について、実機を考慮したうえで設定し、解析モデルの結果の扱いを示すこと	完了(7/19)
	2	防潮堤ルート変更後の敷地遡上津波の浸水深・流速	—	完了(5/17)
耐震	3	可搬型設備の耐震性	① 加振波のFRSが保管場所のFRSを包絡していること	完了(4/5)
			② 加振試験結果	完了(4/5)
	4	機器の動的機能維持評価	① 構造等がJEAG適用外の機器に対して、抽出した評価対象部位に係る動的機能維持の評価結果について説明	完了(5/31)
			② 評価部位「⑥逃がし弁」について、評価項目「加速度」に対する許容値の出典及び適用性を示すこと	完了(6/14)
	5	スタンドパイプの耐震評価	① 解析モデル長さの影響確認結果(解析モデル長さ2.0m及び2.5m)	完了(6/14)
			② スタンドパイプ225本モデルにおける補強板が解析に与える影響	完了(6/14)
			③ 引張試験における荷重(モーメント)の比較	完了(6/14)
			④ ドライヤスカート部との干渉に係る解析上の扱い	完了(6/14)

# 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(2/5)



分類	論点		コメント内容	審査会合
				8/23回答分
耐震	6	設置変更許可段階で示した解析用液状化強度特性の代表性及び網羅性	① 設置変更許可段階で示した「敷地全体の原地盤の液状化強度特性」の代表性及び網羅性	完了(7/3)
			D2g-3層の液状化強度試験箇所の代表性について、各孔のボーリング柱状図及びN値を整理し、総合的に説明すること	完了(7/26)
			② 使用済燃料乾式貯蔵建屋を個別の評価対象とした根拠(3つの建屋を除外した理由も含む)及び地盤改良の有無	完了(7/3)
	7	鋼製防護壁の上部・下部構造の接合部の評価	① 三次元解析(COM3)の評価結果	完了(7/3)
			② 鋼製防護壁の接合部に設計荷重を与えた場合、及び設計荷重を超える荷重を仮想した場合の評価について、3次元解析(COM3)の結果を踏まえ、各部材が負担する荷重の伝達メカニズムや3次元挙動について整理して説明すること	完了(7/26)
	8	立坑構造物の解析モデル変更	① 立坑構造物の評価結果(8/2追加) 6つの立坑構造物の照査結果について説明すること	○
			② 水平2方向及び鉛直方向地震力を考慮した設計の妥当性について考察して説明すること	○
	9	原子炉建屋基礎盤の耐震評価	① 局所応力の取扱い、許容限界の説明方針および評価結果	完了(7/3)
			せん断終局強度を適用することの妥当性(今回工認、東二建設時、他サイトのSクラス基礎の設計クライテリアの違いを考慮した説明)	完了(7/3)
			せん断終局強度を適用することを踏まえ、Sクラスの機器・配管系に対する支持機能への影響を検討した上で、せん断終局強度を適用する際の配慮について設計方針を示すこと	完了(7/26)
			② 応力平均化について、平均化する方向を整理して示すこと	完了(7/26)
			基礎スラブの面外せん断耐力実験の結果について、東海第二の原子炉建屋基礎盤への適用性をより詳細に検討すること	完了(7/26)
	10	地震観測記録を踏まえた耐震評価への影響	① 観測記録がシミュレーション解析結果を上回ることに対する設備影響評価結果	完了(7/3)
			② 使用済燃料プール周辺の3次元応答性状が使用済燃料プールの評価に及ぼす影響	完了(7/3)
評価対象要素及び対象とする入力地震動の選定根拠を示すこと			完了(7/26)	
11	機器の動的機能維持評価(弁の高振動数領域の考慮)	① 高振動数領域まで考慮した評価結果	完了(7/3)	
		② 100Hzまで考慮した応答加速度において、比較的大きな応答増加率を示す弁について振動特性等を考慮して応答増加要因を推定し説明すること	完了(7/19)	

# 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(3/5)



分類	論点		コメント内容	審査会合
				8/23回答分
外部事象	12	降下火砕物に対する建屋の健全性	① 原子炉建屋の主トラスについて、発生する応力が許容限界を超えないことの確認結果	完了(4/5)
			② 3次元FEMにおける鉄骨材とスラブの拘束条件、実際のスラブの応力、歪の分布、鉄骨材とスラブの接合部の状態を示す	完了(5/31)
機械設計	13	SA時の強度評価における設計方針	① 強度評価方針として、適用基準は保守側を採用することに対し、応力係数について現実的な値(0.5)を採用することの考え方	完了(5/31)
			② SA時機械荷重(ジェット荷重や主蒸気逃がし安全弁の吹き出し反力)を定量的に算出し、順次計算結果を示す	完了(8/2)
	14	SA時の強度評価における設計条件(SAクラス2機器であって、クラス1機器の設計条件)	① 建設時の設計条件を使用することを含め、強度評価条件の妥当性を示す	完了(6/14)
			② 設計基準事故時の動荷重に包絡されること等の確認結果	完了(7/3)
	15	強度評価におけるPCV動荷重の考慮	① SRV作動時の動荷重が、DBA条件を包絡することについて、圧力干渉効果や圧力上昇率等の考察を添えて説明すること(単弁作動時よりも多弁作動時の方が発生荷重が小さくなることの説明も含む)	完了(8/2)
			FCI時及びベント時の動荷重が、DBAのLOCA時を包絡することについて、LOCA時の荷重をどのような条件で設定しているかを示したうえで説明すること	完了(8/2)
			② DBA・SA時のPCV動荷重を決定する要素を定量的に説明(6/14追加)シーケンスによっては動作する弁数や作用する圧力も異なることから、各々の動荷重について丁寧に説明すること(6/14追加)動荷重については設計で元々どのような荷重で評価しているのか(既設の設計裕度)、元々の設計の考え方から追って、許容値の包絡性を説明すること	完了(7/3)
			③ SA時の応力について、SA水位の影響について説明すること	完了(8/2)
	16	SA環境を考慮したPCV閉じ込め機能	① 圧縮永久ひずみ率のデータ拡充による閉じ込め機能の評価値の妥当性	完了(4/5)
			② ガスケット増厚による閉じ込め機能の評価における開口量評価の裕度	完了(4/5)
17	ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法	実証試験	① ブローアウトパネル開放の実証試験結果(6/14追加)開放試験については、パネルが躯体から外れて落下していることを確認すること	完了(7/3)
			② ブローアウトパネル閉止装置の実証試験(加振試験)及び開閉動作試験、気密性能試験の結果	完了(6/26)
			③ ブローアウトパネル閉止装置の実証試験(加振試験)での不具合を踏まえた対策検証について	完了(7/10)
			④ 実機大モックアップ試験時の予備品の考え方、リスク管理について説明すること	完了(5/31)
			⑤ リスク管理の試験スケジュール(クリップ幅変更等)をスケジュール追加すること	完了(5/31)
			⑤ 実機大のモックアップ(ブローアウトパネル本体、ブローアウトパネル閉止装置)試験前に試験条件を説明すること	完了(5/31)

## 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(4/5)



分類	論点	コメント内容	審査会合			
			8/23回答分			
機械設計	17 ブローアウトパネル及び関連設備の必要機能と確認方法	⑥	加振限界試験の目的, 実施方法について, 要領書に記載のこと	完了(6/14)		
		⑦	実証試験	気密性能試験における流量, 断面積の算出方法について説明を要領書に追加すること	完了(6/14)	
		⑧		実施する単体の気密確認試験結果も踏まえて原子炉建屋原子炉棟全体としての気密性能が確保できる見込みであることを説明すること	完了(6/14)	
		⑨		模擬地震波の床応答スペクトルについて, 方向に依存しない応答スペクトルのNS/EW方向への分け方を説明すること	完了(6/14)	
		⑩		施工	ブローアウトパネル本体の品質・施工管理, 保守管理等	完了(5/31)
		⑪	要求機能	設計差圧(6.9kPa)以下で開放する設計(設定値)について, クリップ開放試験結果等を踏まえた考え方	完了(5/17)	
		⑫		強制開放装置の位置付け	完了(5/17)	
		⑬		ブローアウトパネルの要求事項(考慮すべき自然現象発生後にDBAが発生する場合, 逆にDBA後に自然現象が発生する場合を整理し, 公衆被ばくの影響の観点から整理)	完了(5/17)	
		⑭	耐震	ブローアウトパネルの耐震評価に当たって, ブローアウトパネルの設置・取付状況を踏まえた固有値の考え方を整理し提示すること	完了(6/14)	
		⑮		設計基準事故と地震の組合せについて説明すること	完了(6/14)	
		⑯	追加試験	部品の裕度評価及び門の設計に関する説明	完了(7/19)	
		⑰		門設置に伴う扉開閉の維持管理に関する説明	完了(7/19)	
		⑱		追加試験における電動作動確認の判定基準の検討	完了(7/19)	
		⑲		ブローアウトパネル閉止装置の追加実証試験結果	完了(8/2)	
		18	SRVのSA耐環境性	①	SA時の原子炉格納容器内におけるSRV作動環境	完了(4/5)
				②	SRV(自動減圧機能)の耐環境性	完了(4/5)
	③			非常用逃がし安全弁駆動系の耐環境性	完了(4/5)	
	④			過去のSRV環境試験条件について対象の機器を明確にして資料に反映	完了(6/14)	
	⑤			健全性の説明書の中でその他のSA耐環境性について整理・説明	完了(6/14)	

# 工事計画認可申請に係る論点整理について(コメント回答)(5/5)



分類	論点		コメント内容		審査会合	
					8/23回答分	
機械設計	19	MCCI/FCI対策に係る設計	①	試験	モックアップ試験結果	完了(6/14)
					導入管カバーを考慮した試験も含め、モックアップ試験の結果について示すこと	完了(7/3)
			②		モックアップ試験における異物混入を想定した試験条件	完了(6/14)
			③	施工	コリウムシールドの施工性	完了(5/31)
			④	工 認 上 の 扱 い	工認対象範囲	完了(5/31)
			⑤		コリウムシールドのドレン水貯蔵機能	完了(5/31)
			⑥		コリウムシールドライナーの工認上の記載	完了(5/31)
			⑦		排水ラインのラプチャーディスクの扱いについて整理して示すこと。また、ドライウエル内水位調整の機能に悪影響を与えないことを示すこと	完了(6/14)
					安全弁の吹き出し圧力、吹き出し量、反力について、説明すること	完了(8/2)
					安全弁の吹き出しについて想定される事象を整理し、保守性の考え方、値や意味付けも含め明示すること	○
			排水配管の使用圧力の考え方について説明すること	○		
	20	ECCSポンプのSA時でのNP SH評価	① ② ③ ④	試験・手順	試験結果および評価結果	完了(7/3)
					試験の再現性(投入異物の攪拌・静定させ、一定の圧力損失データが得られることの見解)について示すこと	完了(5/31)
					試験手順について示すこと	完了(5/31)
					試験の進捗状況、見通しについて具体的に示すこと	完了(5/31)
	21	SM材の使用制限(2.9MPa)を超えた範囲での使用	—	—	完了(5/17)	
	22	燃料集合体落下時の使用済燃料プールライニングの健全性	①		使用済燃料プールでの燃料集合体落下時のライニングの健全性評価において、水の抵抗を考慮しており、この際に用いている抗力係数について確認すること	完了(5/31)
			②		試験結果および評価結果	完了(7/3)
			③		CFD解析モデルについて説明すること	完了(6/14)

## 設置許可審査における論点の整理について（審査会合）

第122回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（2014年7月4日）資料1 日本原子力発電（株）東海第二発電所の申請内容に係る主要な論点  
以下に設置許可の論点に対応する検査、対象設備及び検査の時期を記載する。

分類	論点	検査の有無	設備名
地盤・地震関係	敷地の地下構造を把握するのに実施した調査・分析について、特異な傾向の有無を確認するため、全ての評価結果を提示すること。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	敷地内破砕帯について、その活動性の評価に係る詳細な調査結果を提示すること。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	敷地周辺陸域の断層の評価において、破砕帯の固結のみで活動性否定の根拠としている場合は、異なる手法による活動性否定の根拠も示すこと。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	原子炉建屋等の耐震重要施設に加え、重大事故等対処施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に関わる検討内容を示すこと。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	基準地震動 $S_s-D$ については、具体的な設定根拠を示すこと。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	F1断層と北方陸域の断層の同時活動性を考慮するに当たり、2011年東北地方太平洋沖地震の影響を踏まえたF1断層の再評価の内容及び断層両端の止めに関する評価結果を提示すること。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	プレート間地震について、地震規模、震源領域等の設定に関わる検討内容を示すこと。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	プレート内地震について、ディレクティブティ効果等を考慮した不確かさに関する検討内容を示すこと。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	2011年東北地方太平洋沖地震による敷地におけるはざり波の応答スペクトルは、一部の周期帯で基準地震動を上回ったことを踏まえ、基準地震動や耐震設計の策定にあたり、どのような考慮がなされたか示すこと。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	「震源を特定せず策定する地震動」に関して、基準地震動評価ガイドにある地震観測記録収集対象事例の16地震について、観測記録等の分析・評価を実施すること。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
火山関係	敷地への降下火砕物等の堆積量に関して、詳細な評価結果を提示すること。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
津波関係	津波の評価について、波源の位置、波源の特性等の設定に関わる検討内容を示すこと。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	2011年東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、施設が大きな損傷を受けたことを踏まえ、基準津波や耐津波設計の策定に当たり、どのような考慮がなされたか示すこと。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—
	プレート間地震の波源として、2011年東北地方太平洋沖地震によって、宮城沖～福島沖の領域を含めないこととした検討内容を詳細に説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点であり対象外)	—

分類	論点	検査の有無	設備名
プラント 関係	(竜巻) 竜巻影響評価に関し、飛来物への防護策に関する妥当性等を説明すること。	基本設計方針検査	防護ネット
	(火山) 降下物(火山灰)の性状を踏まえた建物、機器への影響を説明すること。	基本設計方針検査	中央制御室換気系冷凍機防護対策施設
	(内部火災) 火災防護対策の区画設定、火災感知設備、消火設備等の妥当性を説明すること。特に、防火塗料を塗布した非難燃性ケーブルについては、①難燃ケーブルとの同等性、②施工性及び施工管理、③耐久性、④防火塗料の塗布による悪影響、⑤検認性に関し説明すること。	基本設計方針検査	非難燃ケーブルへの防火措置 難燃ケーブル
	(内部溢水) 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロックの設置等による、既存施設への影響について説明すること。	基本設計方針検査	循環水系隔離システムの設置
	確率論的リスク評価(PRA)の手法及び実施結果について、説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点 であり対象外)	—
	PRAの実施結果を踏まえ、重大事故等対策の有効性評価における事故シーケンスグループ抽出等の妥当性、格納容器破損モード等に関する評価の十分性、対策に用いられる資機材や体制整備・手順等に関する妥当性について、プラントの特徴を踏まえて検討の上、説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点 であり対象外)	—
	重要事故シーケンス及び評価事故シーケンスに対する対策等のシナリオ(事故状態、使用できる設備等)を想定する際の深層防護の考え方について説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点 であり対象外)	—
	可搬型重大事故等対処設備の台数及びその配置場所の考え方について説明すること。また、アクセスルートに事業者の管理下でない国道を使うことについて、成立性を説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点 であり対象外)	—
	格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント)の基本性能(よう素除去効率を含む除染係数、排気を妨げる要因がないこと等)の根拠となる実験データ等を説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点 であり対象外)	—
	格納容器圧力逃がし装置の運用方法、各運用方法に応じた放射性物質除去性能、作業環境、操作性等の成立性を説明すること。事故後の周辺作業環境等復旧作業を制約する要因がないことを説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点 であり対象外)	—
	格納容器圧力逃がし装置使用時の一般公衆の被ばくをできる限り低減する方策が取られていることを説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点 であり対象外)	—
	ブルーム通過中に中央制御室から待機所に避難している間、プラントの運転操作ができなくても支障がないことを説明すること。	1号検査	中央制御室遮蔽(待避室)
	大規模損壊時等の対策に用いられる資機材や体制整備・手順等に関する妥当性について、プラントの特徴を踏まえて検討の上、説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点 であり対象外)	—
安全を確保・向上させるための原子炉主任技術者等の権限・体制、協力会社を含め全社的体制を説明すること。	— (設計の前提条件に対する論点 であり対象外)	—	

## 資料 1

## 日本原子力発電（株）東海第二発電所の申請内容に係る主要な論点

新規制基準に対して提出された原子炉設置変更許可申請等に関し、これまでの審査会合やヒアリングを通じて確認した結果、主要な論点を以下の通り指摘する。これらについては、特に今後詳細な説明を求める。なお、これらは、現時点におけるものであり、今後の審査の進捗により変更が有り得る。

## (地盤・地震関係)

1. 敷地の地下構造を把握するのに実施した調査・分析について、特異な傾向の有無を確認するため、全ての評価結果を提示すること。
2. 敷地内破碎帯について、その活動性の評価に係る詳細な調査結果を提示すること。
3. 敷地周辺陸域の断層の評価において、破碎帯の固結のみで活動性否定の根拠としている場合は、異なる手法による活動性否定の根拠も示すこと。
4. 原子炉建屋等の耐震重要施設に加え、重大事故等対処施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に関わる検討内容を示すこと。
5. 基準地震動  $S_s - D$  については、具体的な設定根拠を示すこと。
6. F1断層と北方陸域の断層の同時活動性を考慮するに当たり、2011年東北地方太平洋沖地震の影響を踏まえたF1断層の再評価の内容及び断層両端の止めに関する評価結果を提示すること。
7. プレート間地震について、地震規模、震源領域等の設定に関わる検討内容を示すこと。
8. プレート内地震について、ディレクティビティ効果等を考慮した不確かさに関する検討内容を示すこと。
9. 2011年東北地方太平洋沖地震による敷地におけるはざとり波の応答スペクトルは、一部の周期帯で基準地震動を上回ったことを踏まえ、基準地震動や耐震設計の策定にあたり、どのような考慮がなされたか示すこと。
10. 「震源を特定せず策定する地震動」に関して、基準地震動評価ガイドにある地震観測記録収集対象事例の16地震について、観測記録等の分析・評価を実施すること。

## (火山関係)

11. 敷地への降下火砕物等の堆積量に関して、詳細な評価結果を提示すること。

## (津波関係)

12. 津波の評価について、波源の位置、波源の特性等の設定に関わる検討内容を

示すこと。

13. 2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、施設が大きな損傷を受けたことを踏まえ、基準津波や耐津波設計の策定に当たり、どのような考慮がなされたか示すこと。
14. プレート間地震の波源として、2011 年東北地方太平洋沖地震によって、宮城沖～福島沖の領域を含めないこととした検討内容を詳細に説明すること。

(プラント関係)

15. (竜巻) 竜巻影響評価に関し、飛来物への防護策に関する妥当性等を説明すること。
16. (火山) 降下物(火山灰)の性状を踏まえた建物、機器への影響を説明すること。
17. (内部火災) 火災防護対策の区画設定、火災感知設備、消火設備等の妥当性を説明すること。特に、防火塗料を塗布した非難燃性ケーブルについては、①難燃ケーブルとの同等性、②施工性及び施工管理、③耐久性、④防火塗料の塗布による悪影響、⑤検認性に関し説明すること。
18. (内部溢水) 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロックの設置等による、既存施設への影響について説明すること。
19. 確率論的リスク評価(PRA)の手法及び実施結果について、説明すること。
20. PRAの実施結果を踏まえ、重大事故等対策の有効性評価における事故シーケンスグループ抽出等の妥当性、格納容器破損モード等に関する評価の十分性、対策に用いられる資機材や体制整備・手順等に関する妥当性について、プラントの特徴を踏まえて検討の上、説明すること。
21. 重要事故シーケンス及び評価事故シーケンスに対する対策等のシナリオ(事故状態、使用できる設備等)を想定する際の深層防護の考え方について説明すること。
22. 可搬型重大事故等対処設備の台数及びその配置場所の考え方について説明すること。また、アクセスルートに事業者の管理下でない国道を使うことについて、成立性を説明すること。
23. 格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント)の基本性能(よう素除去効率を含む除染係数、排気を妨げる要因がないこと等)の根拠となる実験データ等を説明すること。
24. 格納容器圧力逃がし装置の運用方法、各運用方法に応じた放射性物質除去性能、作業環境、操作性等の成立性を説明すること。事故後の周辺作業環境等復旧作業を制約する要因がないことを説明すること。
25. 格納容器圧力逃がし装置使用時の一般公衆の被ばくをできる限り低減する

方策が取られていることを説明すること。

26. プルーム通過中に中央制御室から待機所に避難している間、プラントの運転操作ができなくても支障がないことを説明すること。
27. 大規模損壊時等の対策に用いられる資機材や体制整備・手順等に関する妥当性について、プラントの特徴を踏まえて検討の上、説明すること。
28. 安全を確保・向上させるための原子炉主任技術者等の権限・体制、協力会社を含め全社的体制を説明すること。

設置許可審査における論点の整理について（審査書）

日本原子力発電株式会社東海第二発電所の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）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（平成30年9月26日）  
 【添付】日本原子力発電株式会社東海第二発電所の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）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）（平成30年9月26日）  
 以下に設置許可（審査書）の論点に対応する検査、対象設備及び検査の時期を記載する。

審査書頁	大項目	中項目	論点	概要	対象設備	検査
62	III 設計基準対象施設	III-3 津波による損傷の防止（第5条関係）	<p>III-3.2 耐津波設計方針</p> <p>なお、審査の過程において、①鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁を設置する地盤の液状化対策、②鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の構造成立性、③鋼製防護壁の止水機構が主な論点となった。それらについて以下に示す。</p> <p>① 申請者は、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁を設置する地盤の液状化対策について、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁は、岩盤まで杭を打つとともに、地表部は液状化による止水性の低下を防止するため地盤改良を実施する、また、津波荷重に対する鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の健全性（弾性設計）を維持するため、背面に地盤高さの嵩上げ対策を実施するとしていた。規制委員会は、地盤改良等の液状化対策が鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の構造成立性に与える影響についての確認及び対応方針について説明を求めた。これに対し申請者は、液状化対策を反映した解析を実施し、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の津波防護機能等に与える影響を定量的に把握し、影響の程度に応じて対策範囲等を改善する方針であることを示した。</p> <p>② 申請者は、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の構造成立性について、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の構造成立性は、荷重伝達経路を考慮し、評価が最も厳しくなる断面、部位を選定して確認するとしていた。規制委員会は、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の構造成立性に関し、評価対象断面の代表性並びに荷重設定の代表性及び整合性について、荷重伝達経路を踏まえた説明を求めた。これに対し申請者は、鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁の上部工、下部工のそれぞれについて検討し、評価への影響が大きな対象断面を選定する方針であること、また、各部位の間の荷重伝達を踏まえ、各部位における荷重を整合させるとともに、荷重の設定に相違がある場合には、最も大きな荷重を考慮する方針であることを示した。</p> <p>③ 申請者は、鋼製防護壁の止水機構について、構造上、水密性を確保できない鋼製防護壁と取水路の境界部は、地震時の変位に追従可能な可動式の止水板を設置することで止水性を確保するとしていた。規制委員会は、鋼製防護壁の止水機構について、地震時の変位追従性及びメンテナンスや津波時の一部損傷を考慮した対策（止水対策の多重化等）について説明を求めた。これに対し申請者は、鋼製防護壁の可動式止水板については、2ブロック規模の振動試験を実施し地震時の変位追従性を確認する方針であること、また、止水対策の多重化については、一次機構である可動式止水板及び二次機構であるシートジョイント等を設置する方針であることを示した。</p>	<p>①鋼管杭鉄筋コンクリート防潮堤（液状化対策を反映した解析を実施）</p> <p>②鋼管杭鉄筋コンクリート防潮堤（評定荷重の考え方）</p> <p>③鋼製防護壁の止水機構（止水対策の多重化）</p>	<p>①②-（設計の前提条件に対する論点であり対象外）</p> <p>③防潮堤（鋼製防護壁）</p>	3号検査
148	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	IV-1 重大事故等の拡大の防止等（第37条関係）	<p>IV-1.1 事故の想定</p> <p>3. 審査過程における主な論点</p> <p>(1) 「津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象」の安全機能への影響について</p> <p>規制委員会は、申請者に、津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象に対して浸水範囲を特定し安全機能への影響を検討するように求めた。申請者は、機器の設置高さ及び防潮堤の設計耐力を考慮し、防潮堤の設計津波高さであるT.P.+20mを超えた場合に、1. (1) ①c.に示す通り、津波高さにより3つに区分することで、事故シーケンスを分類し、①及び②を新たな事故シーケンスグループとして抽出し有効性評価の対象とすることを示した。</p> <p>① 最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後RCIC停止）、最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗、最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗（津波高さT.P.+20m～T.P.+22m）：津波が防潮堤を超え敷地に流入することによる影響は、浸水高さが原子炉建屋の入口扉に到達しないため原子炉建屋内に設置されている設備の安全機能は喪失せず、建屋外部に設置された海水ポンプが機能喪失する。なお、海水ポンプの機能喪失については、選定済みの崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスグループに包絡される。</p> <p>② 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）（津波高さT.P.+22m～T.P.+24m）：津波が防潮堤を超え敷地に流入することによる影響は、原子炉建屋内に浸水するため複数の安全機能が喪失する。</p> <p>③ 防潮堤損傷（津波高さT.P.+24m超過）：津波が防潮堤の設計津波耐力を超えることにより、防潮堤が損傷する事象である。当該区分の津波発生頻度が極めて低いことから、全炉心損傷頻度に対する寄与は極めて小さい。規制委員会は、事業者が示した、津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象が発生した場合の影響を、津波高さ及安全機能の喪失の有無を明確にして3つに分類すること、また、①及び②を新たな事故シーケンスグループとして抽出し有効性評価の対象とすることは、妥当であると判断した。</p>	<p>①②③事故シーケンスの抽出</p>	-	-
158			<p>IV-1.2.1.1 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>3. 審査過程における主な論点</p> <p>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。</p> <p>(1) 炉心損傷前の原子炉圧力容器の減圧開始判断</p> <p>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）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、低圧で原子炉へ注水可能な系統又は低圧代替注水系が1系統以上起動（※23）できた場合に、原子炉圧力容器を減圧すると説明した。</p> <p>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。</p> <p>(2) 長期的な原子炉格納容器の安定状態の維持</p> <p>申請者は、事象発生から約168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、高め（約109℃）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並びに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、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系の代替手段として代替循環冷却系及び緊急用海水系を整備すること、また、自主対策として、可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替残留熱除去系海水系を整備することを示した。さらに、代替循環冷却系等が使用できない場合を考慮し、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系の復旧手順を整備し、残留熱除去系海水系ポンプ電動機の子備品を確保すること、また、残留熱除去系の熱交換器が使用できない場合を考慮し、自主対策として、可搬ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた除熱手段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。</p>	<p>(1) 手順の整備</p> <p>(2) 手順の整備</p> <p>・代替循環冷却系及び緊急用海水系の整備</p> <p>・可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替残留熱除去系海水系の整備（自主）</p> <p>・残留熱除去系海水系ポンプ電動機の子備品の確保（自主）</p>	-	-
180			<p>IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失</p> <p>3. 審査過程における主な論点</p> <p>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。</p> <p>(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</p> <p>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+DG失敗+HPCS失敗（RCIC成功）」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絡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包絡性の観点から、3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（TBD、TBU）」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した。</p> <p>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。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD、TBU）」に対する有効性評価</p> <p>本事故シーケンスグループでは、原子炉隔離時冷却系が直流電源の喪失及び本体の故障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。高圧代替注水系は、代替直流電源の容量やポンプ室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、その間に可搬型代替注水中型ポンプによる注水の準備が終了すること、さらに原子炉隔離時冷却系と同一の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。</p> <p>これにより、規制委員会は、高圧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。</p> <p>(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</p> <p>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代替注水系が短時間で停止するとともに、閉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、可搬型代替注水中型ポンプ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。</p>	<p>(1) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>(2) (3) 事故シーケンスの有効性評価</p>	-	-
207			<p>IV-1.2.1.6 LOCA時注水機能喪失</p> <p>3. 審査過程における主な論点</p> <p>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。</p> <p>(1) 中小LOCA時の破断の考え方</p> <p>規制委員会は、重要事故シーケンス「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、燃料被覆管の破断を回避できる範囲（※28）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。</p> <p>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約3.7cm2（※29）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9.5cm2の破断まで燃料被覆管の破断の回避が可能であることを示した。</p> <p>加えて、本重要事故シーケンスにおいて、破断面積約3.7cm2及び約9.5cm2の事象進展の比較により、これらに大きな差は生じず（※30）、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3.7cm2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。</p> <p>なお、事故条件として設定した破断面積より大きい場合には、炉心損傷防止対策の有効性が確認できない。その場合の格納容器破断防止対策に有効性があるかは、「IV-1.2.2.1 券囲気圧力・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。</p> <p>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と判断した。</p> <p>(2) 燃料被覆管の破断が敷地境界における実効線量に与える影響</p> <p>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断が生じないとし、炉心損傷が発生する前の格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系使用時の敷地境界での実効線量を、燃料被覆管の破断が生じないという条件で評価していた。申請者は、燃料被覆管の破断の有無を判断するために試験データに基づく破断判定曲線を用いたが、本重要事故シーケンスの解析結果は破断条件に接近しており、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、破断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い。このため、規制委員会は、申請者に対して、燃料被覆管の破断が格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化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、燃料被覆管の破断及びそれからの放射性物質の放出の影響について、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却の開始時間を25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4.4mSv以下であることを示した。さらに、対策の手順では、格納容器内券囲気放射線モニタ等により炉心損傷と判断した場合、炉心損傷後の対策（※31）を行うことを示した。これにより、規制委員会は、燃料被覆管の破断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及び炉心損傷を判断した場合には炉心損傷後の対策を行う手順が整備されることを確認した。</p>	<p>(1) 解析条件の妥当性</p> <p>(2) 解析評価及び手順の整備</p>	-	-

審査書頁	大項目	中項目	論点	概要	対象設備	検査
214	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	IV-1 重大事故等の拡大の防止等(第37条関係)	<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)</p> <p><b>3. 審査過程における主な論点</b>            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、原子炉建屋外側フローアウトパネルが開放されなかったとしても、事象発生3時間後から5 時間後まで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5.6mSv/h であり、放射線防護具(タイベック、自給式呼吸用保護具等)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。</p>	<p>(1) 現場操作の成立性            (2) 手順の確認</p>	<p>-            (設計の前提条件に対する論点であり対象外)</p>	-
220			<p>IV-1. 2. 1. 8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失</p> <p><b>3. 審査過程における主な論点</b>            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) 敷地に遡上する津波を考慮した対策の妥当性            本重要事故シナリオでは、敷地に遡上する津波により、全交流動力電源喪失に至る。また、敷地内のアクセスルート上に津波による漂流物が散乱する可能性があるが、アクセスルートの復旧作業には不確かさがあることから、可搬型重大事故等対処設備が使用できない可能性がある。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、復旧を不要とするため、<b>可搬型重大事故等対処設備の保管場所、低圧代替注水系(可搬型)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の接続口、水源を敷地に遡上する津波に到達しない高台(T.P.+11m 以上)に設置するとともに</b>、敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した常設の緊急用海水系を用いることにより対策が成立することを示した。            これにより、規制委員会は、敷地に遡上する津波が発生した場合においても重大事故等対策に成立性があるものと判断した。</p>	<p>(1) 可搬型重大事故等対処設備、接続口、水源を高台に設置</p>	<p>・保管場所に配備する可搬型重大事故等対処設備            ・西側淡水貯水設備</p>	<p>総合設備検査            基本設計方針検査            1号検査</p>
233			<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)</p> <p><b>3. 審査過程における主な論点</b>            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、本評価事故シナリオ「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」においては事象発生から25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「<b>高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</b>」の解析結果により、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「<b>高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</b>」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。)            (2) 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、格納容器圧力逃がし装置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、格納容器圧力逃がし装置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屋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を評価するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、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屋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屋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、本評価事故シナリオにおけるCs-137 の放出量が、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置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。            (3) 運転員等の並行操作の成立性            申請者は、炉心損傷後の操作として、炉心損傷の進展緩和のための低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却など、複数の操作を並行して実施するとしていた。これに対し、規制委員会は、並行操作が多く、対応する運転員等の要員が少ないことから、原子炉圧力容器への注水について、崩壊熱相当の注水流量への調整操作等が遅れることによる影響について説明を求めた。申請者は、並行操作が発生した場合、操作の優先度に基づき順次操作を実施するとした上で、注水流量の調整操作の開始が10 分程度遅れ、サブプレッション・プール水位の上昇が早まると仮定しても、格納容器ベントの実施時間に与える影響は小さいことを提示した。            これにより、規制委員会は、並行操作による操作遅れの可能性はあるものの、評価項目となるパラメータへの影響は小さいことを確認した。</p>	<p>(1) (2) (3) 解析条件の妥当性</p>	<p>-            (設計の前提条件に対する論点であり対象外)</p>	-
239			<p>IV-1. 2. 2. 2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p><b>3. 審査過程における主な論点</b>            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、本評価事故シナリオにおいて、原子炉圧力容器が破損するまで(事象発生から約4.5 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、代替循環冷却系を用いた格納容器スプレイ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、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の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)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、原子炉圧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、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で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)の数が1 個の場合は水素発生量が大きいこと、弁の個数を多くすると、原子炉圧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。</p>	<p>(1) (2) 解析条件の妥当性</p>	<p>-            (設計の前提条件に対する論点であり対象外)</p>	-
244			<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</p> <p><b>3. 審査過程における主な論点</b>            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-液直接接接触を生じやすくしていること、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。            (2) ベDESTAL (ドライウエル部) の水位            申請者は、原子炉圧力容器破損前の注水により、ベDESTAL (ドライウエル部) には水位6.1m の水が存在するとしていた。規制委員会は、FCI 及び溶融炉心・コンクリート相互作用(以下本節において「MCCI」という。)への影響を考慮した水位の考え方について説明を求めた。申請者は、FCI の影響抑制の観点では水位をできる限り低くすることが望ましいこと、MCCI によるコンクリートへの影響抑制の観点ではベDESTAL (ドライウエル部) への注水を開始するまでの間、落下した溶融炉心の冠水状態を維持するために水位1m 以上が必要であること等を示し、ベDESTAL (ドライウエル部) の水位を1m に変更すると説明した。            これにより、規制委員会は、FCI の影響抑制の観点では水位をできる限り低くすることが望ましいこと、MCCI によるコンクリートへの影響抑制の観点では落下した溶融炉心の冠水状態を維持するために水位1m 以上が必要であることから、ベDESTAL (ドライウエル部) の水位を1m に変更することを確認した。</p>	<p>(1) 解析条件の妥当性            (2) ベDESTAL の水位設定</p>	<p>-            (設計の前提条件に対する論点であり対象外)</p>	-
250			<p>IV-1. 2. 2. 4 水素燃焼</p> <p><b>3. 審査過程における主な論点</b>            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、これに対し以下のように説明した。            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(ドライ条件)は、事象発生から約21 時間で4.0vol%に到達し、窒素注入を原子炉格納容器内の圧力が0.31MPa[gage]となるまで実施する。事象発生から約54 時間で再び酸素濃度が4.0vol%に到達し、窒素注入を0.465MPa[gage]となるまで実施する。そして、事象発生から約122 時間で格納容器ベントの実施判断基準である4.3vol%に到達する。            ② 上記①の場合、格納容器圧力逃がし装置(※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18TBq 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酸素濃度(ドライ条件)が4.0vol%到達時に窒素注入を行い、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4.3vol%到達時)に、格納容器圧力逃がし装置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。</p>	<p>(1) 解析条件の妥当性</p>	<p>-            (設計の前提条件に対する論点であり対象外)</p>	-

審査書頁	大項目	中項目	論点	概要	対象設備	検査
260	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	IV-1 重大事故等の拡大の防止等(第37条関係)	<p>IV-1. 2. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>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) ベDESTAL (ドライウェル部) の対策                      申請者は、原子炉压力容器破損前の注水により、ベDESTAL (ドライウェル部) には水位6.1mの水が存在するとしていた。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た。申請者は、FCI 及びMCCI への影響を考慮しベDESTAL (ドライウェル部) の水位を1mに変更するとし、この変更により大きくなるMCCI によるコンクリートへの影響を抑制するためベDESTAL (ドライウェル部) にコリウムシールドを設置することを示した。また、ベDESTAL (ドライウェル部) の水位を1m に調整するために使用する排水流路に溶融炉心が流入する可能性を考慮し、排水流路をスリット形状とし、溶融炉心から排水流路への伝熱量を多くすることにより、溶融炉心が排水流路内で凝固すること等を示した。                      これにより、規制委員会は、ベDESTAL (ドライウェル部) の水位変更により大きくなるMCCI によるコンクリートへの影響を抑制するためにベDESTAL (ドライウェル部) にコリウムシールドを設置すること、水位を調整するために使用する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。                      (2) ベDESTAL (ドライウェル部) への注水に係る水位の確認等                      申請者は、ベDESTAL (ドライウェル部) へ落下した溶融炉心の冷却のため、ベDESTAL (ドライウェル部) には、原子炉起動時に水位1m となるよう注水するとともに、原子炉压力容器破損前までに水位1m に調整するとしていた。                      規制委員会は、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制するため、ベDESTAL (ドライウェル部) へ落下した溶融炉心が確実に冷却される必要があるとの観点から、原子炉压力容器の破損前にベDESTAL (ドライウェル部) の水位が1mを下回っている場合の検知及び対応を求めた。申請者は、炉心損傷後から原子炉压力容器の破損前までにベDESTAL (ドライウェル部) の床面から1m 超の高さにある格納容器下部水位計まで注水し、その後、床面から高さ1m に立ち上げた排水配管の入口(スワンネック) から排水する手順を整備することとし、<b>格納容器下部水位計を重大事故等対処設備として整備することとした。</b>                      これにより、規制委員会は、下部注水による水位を確実に把握するとともに、その後の対応に必要な設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。                      (3) コリウムシールドの侵食開始温度の設定とその不確かさの影響                      申請者は、MAAP の溶融炉心-コンクリート間の伝熱モデルは、溶融プールからクラストへの伝熱、クラストからコリウムシールドへの伝熱及びコリウムシールドからコンクリートへの伝熱を考慮できることから、コリウムシールドを考慮した場合でも、溶融炉心-コンクリート間の伝熱にも適用できるとしていた。規制委員会は、溶融炉心によるコリウムシールドの侵食開始温度の設定及びその不確かさの影響について説明を求めた。申請者は、コリウムシールドの構造材であるジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、コリウムシールドの侵食開始温度を2,100℃と設定した。さらに、MAAP コードの解析結果においてコリウムシールドと溶融炉心の接触面温度が2,100℃未満であることから、コリウムシールドは侵食されないと示した。加えて、申請者は、ジルコニア耐熱材の侵食に関連する既往実験の知見を踏まえた溶融炉心内の金属酸化物とジルコニア耐熱材との高温での反応によるコリウムシールドの侵食に加え、ジルコニアの伝熱物性値の温度依存性の不確かさも考慮した感度解析を実施し、コリウムシールド裏面に接するコンクリートの温度は上昇するものの、コンクリート侵食開始温度に達しないことを示した。                      これにより、規制委員会は、コリウムシールドの侵食開始温度は試験結果に基づき適切に設定されており、ジルコニアの侵食開始温度及び伝熱物性値の温度依存性の不確かさを考慮した場合でも、評価上、コンクリートの温度は侵食開始温度に達しないことから、コリウムシールドの設置は、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制する効果があることを確認した。</p>	<p>(1) コリウムシールドの設置、排水流路の形状                      (2) 格納容器下部水位計をSA設備として整備                      (3) 解析条件の妥当性</p>	<p>(1) コリウムシールド                      (2) 格納容器下部水位                      (3) -                      (設計の前提条件に対する論点であり対象外)</p>	<p>基本設計方針検査                      総合設備検査</p>
298			<p>IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード</p> <p>3. 審査過程における主な論点                      審査の過程において、「原子炉停止機能喪失」時の事象進展中における反応度係数 (REDY コード用) の不確かさについて、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。                      申請者は、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価において、原子炉設置変更許可申請書の添付書類八記載の平衡炉心サイクル末期の反応度係数に一律の係数(動的ボイド係数には1.25倍、動的ドブブラ係数には0.9倍)を乗じた反応度係数をREDY の入力に用いているが、その妥当性についての詳細な説明はなかった。これに対し、規制委員会は、「原子炉停止機能喪失」時の炉心損傷防止対策の有効性評価解析では、原子炉出力が上昇する時間領域と下降する時間領域があることから、事象を通じて一律の係数を乗じた反応度係数を用いることは、PCTを低めに評価する可能性もあることを申請者に指摘した。申請者は、事象発生から140秒までの時間領域を、原子炉出力の変化の特徴に応じて、出力変動期(0秒~10秒:中性子束100%→560%→100%以下)、出力抑制期(10秒~40秒:中性子束約40%まで低下)、出力再上昇期(40秒~140秒:中性子束約80%まで再上昇)の3つのサブ領域に分け、各サブ領域における静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる摂動計算の結果(※56)及び解析コード等の不確かさ(※57)並びにその他の要因に基づく安全余裕に基づき、事象進展中の反応度係数の変動範囲を示した。さらに、反応度係数の変動範囲がPCT(※58)の評価に与える影響を調べるために感度解析を実施し、PCTの評価への影響が限定的であることを示した。これにより、規制委員会は、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価解析において、一律の係数(動的ボイド係数には1.25倍、動的ドブブラ係数には0.9倍)を乗じた反応度係数を用いることは、妥当であることを確認した。</p>	<p>解析条件の妥当性</p>	<p>-                      (設計の前提条件に対する論点であり対象外)</p>	<p>-</p>
318	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)	IV-3. 5 重大事故等対処設備(第43条関係)	<p>2. 審査過程における主な論点                      審査の過程において、申請者は重大事故等対処設備については敷地に遡上する津波を考慮した設計とするとし、このために講じる耐津波設計方針について、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。                      申請者は、耐津波設計方針の検討に当たっては、第5条及び第40条並びに解釈別記3及び津波ガイド(以下本節において「第5条等」という。)を準用するとした。これに対し規制委員会は、第5条等は基準津波を前提とした規定であり、敷地に遡上する津波に対し、どのように準用するのか考え方を提示するよう求めた。                      申請者は、第5条等には、基準津波に対する津波防護方針、施設及び設備の設計並びに評価の方針等の観点から網羅的に定められていることから、敷地に遡上する津波に対する耐津波設計方針を検討する上で、第5条等を準用するとの考え方を示した。                      具体的には、敷地に遡上する津波を考慮した新たな流入経路の特定、施設及び設備が漂流物となる可能性の評価等を行った上で、新たな流入経路に対する流入防止対策、漏水による重大事故等対処設備が有する機能への影響防止対策、屋外タンクの損傷による溢水と敷地に遡上する津波の重量に対する浸水防止対策、引き波による水位低下の影響防止対策等を講じるとの方針を示した。また、流入防止対策においては、<b>原子炉建屋の外壁及び水密扉を新たに津波防護施設とし、漂流物の衝突を考慮した設計とするとともに、重大事故等対処設備を内包する区画のうち敷地に遡上する津波の影響が及ぶ地上部の開口部に新たに浸水防止設備を設置するとの方針を示した。</b>                      これらにより、規制委員会は、敷地に遡上する津波を考慮した耐津波設計方針が適切なものであることを確認した。</p>	<p>・原子炉建屋外壁、水密扉の津波防護施設設置                      ・地上部の開口部に浸水防止設備設置</p>	<p>・原子炉建屋外壁                      ・水密扉                      ・開口部浸水防止蓋</p>	<p>基本設計方針検査                      3号検査                      3号検査</p>
346	IV-4 重大事故等対処設備及び手順等	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)	<p>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、原子炉压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(※81)。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、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の材料を、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露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ー部について、ピストンの動作に影響のないシール部の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、改良シリンダーについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験を実施しており、動作に影響がないこと等を確認していることを示した。なお、シリンダー部の改良については、耐環境性の設計目標として格納容器の限界温度・限界圧力に耐えることを目指す設計とするとともに、今後信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定としている。                      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。</p>	<p>(1) 逃がし安全弁補助作動装置シール部、逃がし安全弁本体シリンダー部シール部の材質変更</p>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>1号検査</p>
381			<p>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)</p> <p>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) 代替循環冷却系の信頼性                      申請者は、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、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置を整備する方針とした。規制委員会は申請者に対して、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を低下させる手順は、格納容器圧力逃がし装置による手順に優先して実施されるものであることから、代替循環冷却系の信頼性について説明を求めた。これに対して、申請者は、本発電所では、原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が小さいため代替循環冷却系を使用しない場合の格納容器ベント実施時間が、他の格納容器型式の国内BWR プラントよりも短いことから、代替循環冷却系を多重化することを示した。                      これにより、規制委員会は、代替循環冷却系には十分な信頼性があることを確認した。                      (2) 格納容器圧力逃がし装置の系統の構成                      申請者は、当初、格納容器圧力逃がし装置の系統の構成について、サブプレッション・チェーンからの配管とドライウェルからの配管が合流した後に設置される隔離弁(申請者は「第二弁」としている)を1つ設けていた。この場合、1つの隔離弁の開操作が失敗することによって、格納容器圧力逃がし装置が使用できなくなる。このため、規制委員会は、1つの隔離弁の開操作に失敗したとしても格納容器圧力逃がし装置が使用できるようにすることを求めた。                      これに対して、申請者は、格納容器圧力逃がし装置の系統の構成について、下記の方針とした。                      ア、配管が合流した後に設置される隔離弁には、バイパス弁を併置する。                      イ、遠隔人力操作機構を当該バイパス弁に対しても設置し、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に操作できるようにする。                      これにより、規制委員会は、格納容器圧力逃がし装置の系統の構成が妥当であることを確認した。</p>	<p>(1) 代替循環冷却系の多重化                      (2) 格納容器圧力逃がし装置バイパス弁(遠隔人力操作機構含む)の設置</p>	<p>(1) -                      (設計の前提条件に対する論点であり対象外)                      (2)                      ・SA14-F001A,B                      ・遠隔人力操作機構</p>	<p>1号検査                      基本設計方針検査</p>