

して評価する。感度解析のパラメータを組み合わせた場合、MCCIに伴い発生する水素は、炉心内の全ジルコニウム量の約6%である。このことを考慮し、炉心内の全ジルコニウム量の75%が水と反応することに加えて、MCCIによる水素発生を考慮しても、PAR及びイグナイタにより水素処理することで、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約8.9vol%である。したがって、MCCIに伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足している。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件の中で影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、PARの性能の変動等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも水素濃度への影響は小さい又は濃度を低くすることとなる。

(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の対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて48名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能である。
- ② 燃料取替用水ピット(1,860m³)を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水は、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位(3号炉:12.5%、4号炉:16.0%)に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプルを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。
- ③ 仮に外部電源が喪失して、ディーゼル発電機からの給電を想定した場合には、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車(緊急時対策所用)の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である。

また、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「水素燃焼」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水素濃度の低減が、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「大破断 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」において、PAR の設置など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、MCCI に伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足している。これにより、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、機能を喪失した系統（高圧注入系、低圧注入系）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系統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、イグナイタにより、可燃状態になった時点で水素を燃焼させることによって、MCCI による更なる水素生成がある場合なども含めて、水素濃度をより確実に低く抑えることができるなどを確認した。イグナイタは、水素が頂部に成層化する可能性にも考慮して、原子炉格納容器ドーム部頂部付近にも設置することを確認した。これらの水素処理装置には熱電対を設置して、作動状況を把握することができるなどを確認した。

水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、PAR の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、低下傾向が続くことなどから、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「大破断 LOCA 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本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、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「水素燃焼」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) イグナイタの信頼性向上

申請者は、MCCIに伴って発生する水素量の不確かさを考慮した場合、PARのみではドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度を13vol%以下に水素量の低減ができないことから、PARに加えてイグナイタを追加するとしている。

これに対して、規制委員会は、イグナイタによる水素処理について信頼性向上を求めた。申請者は、イグナイタが2系統の電源系統から給電できる構成とし、2系統の電源設備はそれぞれ異なる区画に設置することで互いに位置的分散を図り、独立した設計とすることを示した。また、電気ペネトレーションは互いに位置的分散を図り、独立した設計とすることを示した。さらに、2系統からのケーブル接続を原子炉格納容器外とすることにより、一層の信頼性の向上を図るとともに、万一の故障時のメンテナンス性に配慮する設計とすることを示した。

規制委員会は、イグナイタの電源設備の信頼性を一層向上させた設計としたことで、イグナイタによる水素処理がより確実に実施されると判断した。

IV-1.2.6 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」（以下この節において「本格納容器破損モード」という。）では、原子炉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「(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、格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認した。

この節では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」（以下この節において「格納容器過圧破損」という。）と共に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から

の崩壊熱や化学反応により侵食され、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、原子炉下部キャビティへ注水する。
- ③ 初期の対策：代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水ピット、復水ピット、燃料油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、原子炉下部キャビティへの注水状態は、原子炉下部キャビティ水位の作動及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇により確認する。
- ④ 安定状態に向けた対策：「格納容器過圧破損」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対する格納容器破損防止対策の有効性評価の手法を以下のとおりとしている。

a. 評価事故シーケンス：「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」を選定する。これは、大破断 LOCA 時にはより早期に原子炉容器の破損に至るため流出する溶融炉心の崩壊熱が大きくなること、また、炉心注水及び格納容器スプレイ機能の喪失により原子炉下部キャビティへの水の流入が遅れることから、コンクリート侵食の観点でより厳しくなるためである。

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本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」であるが、代替格納容器スプレイの開始時間を遅らせて、より厳しい条件とする観点から、代替電源の準備が必要となる全交流動力電源の喪失も考慮する。さらに、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畠を考慮する。b. 解析コード：炉心損傷後の原子炉容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉容器破損、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いる。

- c. 事故条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- d. 機器条件：「格納容器過圧破損」と同一である。
- e. 操作条件：「格納容器過圧破損」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. 炉心溶融開始 30 分後（事象発生の約 51 分後）に恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへの注水を開始する。これにより、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（事象発生の約 1.4 時間後）において約 1.1m の原子炉下部キャビティ水位が確保され、溶融炉心の崩壊熱は除去される。コンクリートの侵食は約 5mm 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. その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同じである。よって、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (i) 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 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により MAAP 解析の妥当性が確認されている（※¹⁴）。しかし、これらの現象は不確かさが大きく、また、知見も限られることから、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、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水との伝熱の不確かさについて感度解析を実施した。その結果、保守的にライナプレートがないと仮定し、厳しい条件を重畠させた場合でも、床面及び側面のコンクリート侵食量は約 17cm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はない。なお、溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むと考えられ、また、実験等の知見によれば、側面コンクリートが侵食されて形成されたギャップに水が浸入するため、溶融物の冷却が促進されコンクリート侵食は抑制される。これらにより、評価項目

(※¹⁴) 「IV-1. 2. 5 有効性評価に用いた解析コード」 2. (3) MAAP を参照。

(i) に関する判断に影響を及ぼす量には至らなかった。また、これらの挙動に関連する運転員等操作はないため、運転員等操作開始時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさの影響評価

炉心崩壊熱の変動を考慮して最確条件とした場合、保守的に設定した場合より崩壊熱が小さくなるため炉心溶融の開始が遅くなり、原子炉下部キャビティ注水の準備時間の余裕が大きくなる。また、原子炉容器破損時間が遅くなるため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点での原子炉下部キャビティ水量が多くなり、溶融炉心の熱量も小さくなるため、コンクリート侵食量は減少する。

c. 対策の実施への影響

原子炉下部キャビティへの注水操作開始遅れが原子炉下部キャビティ水量に及ぼす影響を把握するため、注水操作開始時間を遅らせた感度解析を実施し、操作の開始が9分遅れても、原子炉容器破損時ににおいて約0.9mの原子炉下部キャビティ水位を確保できることを確認した。この結果より、評価項目(i)を満足することに変わりはない。これ以外の本事故シーケンスの要員の配置による他の操作への影響については「格納容器過圧破損」と同じであり、対策実施に与える影響はない。

(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、「格納容器過圧破損」と同一としている。

2. 審査結果

規制委員会は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、原子炉下部キャビティ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(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、コンクリート侵食量の感度解析を実施した結果、厳しい条件を重畠させた場合でもコンクリート侵食量が支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、評価項目(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、機能を喪失した系統（高圧注入系、低圧注入系、格納容器スプレイ系等）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系統の機能回復も重要な格納容器破損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」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本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、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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）溶融炉心落下後における原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響

PCCV は、構造強度を確保する鉄筋コンクリート部と気密性を確保する鋼製ライナプレートから構成されている。PCCV の原子炉下部キャビティ室では、底面ライナプレートはコンクリートで覆われているが、側面ライナプレートは露出している。

このため、規制委員会は、溶融炉心が原子炉下部キャビティ室内に落下した際に側面ライナプレートに接触する可能性があることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響について詳細な説明を求めた。申請者は、原子炉下部キャビティ室に溶融炉心が落下し、側面ライナプレートに接触して破損した場合でも、基礎コンクリート及び基礎コンクリートと鋼材との付着力を考慮すれば連続した隙間が生じることは考え難く、また、外部環境まで到達するような長大な割れが生じることは考え難いこと、仮にリークパスを想定した場合でも、原子炉格納容器からの漏えいは、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における Cs-137 放出量評価で設定した原子炉格納容器漏えい率（0.16%/日）に対して十分小さいことを示した。

規制委員会は、原子炉下部キャビティ室内に落下した溶融炉心が側面ライナプレートに接触したとしても、原子炉格納容器外に通じる貫通リークパスが生じる可能性は小さく、仮に貫通リークパスを想定したとしても、外部への漏えいは有効性評価で設定している漏えい率に対して十分小さいことから、原子炉格納容器の閉じ込め機能は確保されると判断した。

なお、申請者は、さらなる安全性向上対策として、自主的に原子炉下部キャビティ室内に防護壁を設置し、原子炉下部キャビティ側面ライナプレートと溶融炉心の接触を防止するとしている。

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、発電用原子炉施設は、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、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たものでなければならないと要求している。

同条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。

IV-1. 2. 3. 1 想定事故1

「想定事故1」では、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：使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット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使用済燃料ピット水位が低下し、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、使用済燃料ピットへの注水を行う。
- ③ 対策：使用済燃料ピットへの代替注水を行う。このため、送水車及び軽油ドラム缶を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料ピットの状態を監視する。このため、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット温度計（AM用）（※¹⁵）、使用済燃料ピット水位計（AM用）（※¹⁵）等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」への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：使用済燃料ピットの水位が、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を維持できる水位。通常水位（約 3m）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（b）を満たすものとする。評価項目（b）が満たされる場合は評価項目（a）も同時に満たされる。
- b. 事故条件：使用済燃料ピットポンプの運転不能等により使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。事故発生時の使用済燃料ピット水温は 40°C 、水位は燃料頂部より $+7.38\text{m}$ とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等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：送水車の流量は $25\text{m}^3/\text{h}$ とする。
- d. 操作条件：送水車による注水は、事象発生の確認、注水準備に必要な移動、操作等に必要な時間を考慮して、事象発生から 5.2 時間後に開始するものとする。

② 解析結果

（※¹⁵）申請者が用いている水位計及び温度計の名称は使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット温度（AM用）であるが、本節では計測器であることがわかるように水位計、温度計と記載している。

申請者が行った解析の結果は、以下のとおりである。

- a. 使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約 12 時間後に 100°Cに到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事故発生後、使用済燃料ピット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時間は約 2.6 日である。一方、事故発生後、送水車による注水の準備に要する時間は 5.2 時間である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。
- c. 送水車の流量は $25\text{m}^3/\text{h}$ であり、使用済燃料ピット水温が 100°Cに到達した後の崩壊熱による蒸発量を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。よって、評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目 (a) 及び (b) を満足している。
- d. 使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約 0.970）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済燃料ピット水のほう素濃度が高い場合、沸騰前と沸騰状態における実効増倍率は 1.0（臨界）に対して十分低く、未臨界は維持される。よって、評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目 (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が運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱、初期水位及び初期水温の最確値を用いた場合、使用済燃料ピット内の水温が変動するが、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温及び水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

- b. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響

崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となり、また、初期水位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位より高い側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 2.6 日より長くなる。初期水温の変動を考慮し、解析条件である 40°C より厳しい 65°C （使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達する

までの時間は約 2.4 日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の 5.2 時間後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さい。

その他の解析条件の不確かさ（水温 100°C未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作がないことから、対策の実施に与える影響はない。

(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 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて 34 名である。これに対して、重大事故等対策要員は 74 名であり対応が可能である。
- ② 本想定事故への対応では、 $25\text{m}^3/\text{h}$ の流量で間欠的に使用済燃料ピットへの注水を行うが、海水を取水源として $25\text{m}^3/\text{h}$ の流量で供給が可能である。
- ③ 本想定事故への対応に必要な燃料としては、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 594.7kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約 3.1kL となり、合計で約 597.8kL である。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量 620kL で対応が可能である。使用済燃料ピットへ海水を補給するための送水車の運転に必要な軽油量は、事象発生の 5 時間後から 7 日間の運転を想定して 3 号炉、4 号炉それぞれについて約 4,809L（合計約 9,618L）必要となる。これに対して、本発電所内に備蓄されている軽油量は 21,000L で対応が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、使用済燃料貯蔵槽の「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、使用済燃料貯蔵槽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、評価項目をいずれ

も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、喪失した安全機能（使用済燃料ピット冷却機能等）の回復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安全機能の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、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「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使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピット水位が低下し、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、使用済燃料ピットへの注水を行う。
- ③ 対策：「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」に対する使用済燃料貯蔵槽におけ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：使用済燃料ピット水の小規模な喪失により水位が低下した後、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を維持できる水位。通常水位—約 3m。）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目 (b)

を満たすものとする。評価項目 (b) が満たされる場合は評価項目 (a) も同時に満たされる。

- b. 事故条件：使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等によりピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピット出口配管下端（燃料頂部 +6.30m）まで水位が低下すると想定する。この破断により冷却機能が喪失するが、重畠して、注水機能も喪失するものとする。漏えいはこの水位で止まるが、水温が上昇して蒸発が起こる場合は更なる水位低下が生じる。事故発生時の使用済燃料ピット水温は 40°C とする。また、外部電源の有無は事象進展及び運転員等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：送水車による注水は、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間等を考慮して、事象発生から 5.2 時間後に開始するものとする。なお、本評価では事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端に達するまでの時間は考慮しない。

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. 使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット内の水温が約 11 時間後に 100°C に到達し、水位が緩慢に低下し始める。
- b. 事故発生後、使用済燃料ピット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時間は約 1.8 日である。一方、事故発生後、送水車による注水の準備に要する時間は 5.2 時間である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。
- c. 送水車の流量は $25\text{m}^3/\text{h}$ であり、使用済燃料ピット水温が 100°C に到達した後の崩壊熱による蒸発量を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。よって、評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目 (a) 及び (b) を満足している。
- d. 使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約 0.970）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が

低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済燃料ピット水のほう素濃度が高い場合、沸騰前と沸騰状態における実効増倍率は 1.0 (臨界) に対して十分低く、未臨界は維持される。よって、評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目 (c) 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が運転員等操作時間に与える影響

崩壊熱及び初期水温の最確値を用いた場合、使用済燃料ピット内の水の温度が変動するが、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温及び水位を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響

崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 1.8 日より長くなる。また、初期水温の変動を考慮し、解析条件である 40°C より厳しい 65°C (使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の平均水温の制限値) として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 1.6 日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の 5.2 時間後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さい。

その他の解析条件の不確かさ (水温 100°C 未満での水面からの蒸発による水位低下等) による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さい。

c. 対策の実施への影響

送水車による使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作がないことから、対策の実施に与える影響はない。

(3) 必要な要員及び燃料等

申請者は、「想定事故2」に対する使用済燃料貯蔵槽におけ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。

本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて34名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能である。

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、使用済燃料貯蔵槽の「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、使用済燃料貯蔵槽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、評価項目をいずれも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（冷却系配管等）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、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「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、発電用原子炉施設は、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、運転停止中における発電用原子炉内の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と要求している。

同条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（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」（以下この節において「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、余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：余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、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体が損傷に至る。
- 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、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：蓄圧タンク水を炉心に注水後、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁を取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、蓄圧タンク、燃料取替用水ピット、燃料油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：格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。このため、A格納容器スプレイポンプ（RHRSCSS連絡ライン使用）、A格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、必要に応じて、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを行い、原子炉格納容器内の除熱を継続する。このため、窒素ボ

ンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D格納容器再循環ユニット、B格納容器スプレイポンプ、B格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

（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及び解析コードの選定、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：「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を選定する。PRAの手法により抽出され、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は、「余熱除去機能喪失」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「余熱除去機能喪失」が起こるとする。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系におけるECCS蓄圧タンク注入、ECCS強制注入等を取り扱うことのできるM-RELAP5を用いる。
- c. 事故条件：余熱除去ポンプの故障等による余熱除去系の機能喪失が、2系統で同時に発生することを想定する。事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後72時間とする。また、外部電源はないものとする。これは、燃料の確保の観点では、厳しい設定となる。
- d. 機器条件：蓄圧タンクの初期保持圧力及び初期保有水量は、最低保持圧力(1.0MPa[gage])及び最低保有水量(26.9m³(1基当たり))とする。恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水流量は、28m³/hとする。これは、炉心注水開始を事象発生後141分とした場合の崩壊熱による蒸発量(27.5m³/h)を上回る流量である。
- e. 操作条件：蓄圧タンクによる炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断及び蓄圧タンクによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、1基目の蓄圧タンクについては、事象発生の60分後、2基目の蓄圧タ

ンクについては、事象発生の 100 分後、3 基目の蓄圧タンクについては、事象発生後 140 分後とする。恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断、空冷式非常用発電装置の準備及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作に要する時間を考慮し、かつ、3 基目の蓄圧タンクの注水後として事象発生から 141 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. 事象発生の約 2 分後から、1 次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで 1 次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生の 60 分後に 1 基目の蓄圧タンク、100 分後に 2 基目の蓄圧タンク、140 分後に 3 基目の蓄圧タンクにより炉心注水を開始し、さらに 141 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始することにより、事象発生後約 220 分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合い、1 次冷却系の保有水量及び 1 次冷却材温度は安定する。
- b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.7 程度であり、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。
- c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはない。
- d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による 1 次冷却材におけるボイド発生により 1 次冷却材の密度が低下すると、1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合がある。しかし、その場合であっても実効増倍率が 1.0（臨界）より十分に低いことから未臨界は維持される。
- e. なお、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、A 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転に切替えるとともに、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続すること、また、必要に応じて B 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイにより除熱を継続することで原子炉を安定状態へ移行可能である。

上記 a. から e. 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。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10% ($\pm 0.4\text{m}$) 程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より 0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 1.0m 高い位置まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることに変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱は保守的（大きい）な値に設定されているため実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

蓄圧タンクによる炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

（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に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて40名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 594.7kL 、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約 3.1kL 、空冷式非常用発電装置の69時間までの運転継続に必要な重油量は約 6.9kL となり、合計で約 604.7kL の

重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量 620kL で対応が可能である。

また、重大事故等対処設備全体に対してディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、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（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」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蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水並びにA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。

重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水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、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、機能を喪失した系統（余熱除去系）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系統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。

また、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、格納容器スプレイ系による代替再循環等により、炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。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「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している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。

3. 審査過程におけるその他の確認事項

審査の過程において、規制委員会が確認した点は以下のとおりである。

(1) 事故が発生した場合の原子炉格納容器内の作業員の退避

申請者は、運転停止中に事故が発生した場合の作業員の退避手順及び退避ルートを具体的に示した。規制委員会は、これにより、ミッドループ運転中の事故時における作業員の放射線防護と原子炉格納容器の早期隔離が確実に実施できるように、作業員が原子炉格納容器から退避する手順と退避ルートが明確化されていることを確認した。

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」（以下この節において「本事故シーケンスグループ」という。）では、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源系統が機能喪失し、これに従属して原子炉補機冷却機能が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：全交流動力電源喪失に起因する余熱除去系の炉心注水機能喪失及び全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失に起因する余熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、1次冷却系の保有水が炉心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、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。

③ 初期の対策：蓄圧タンク水を炉心に注水後、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁を取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備すると

とともに、蓄圧タンク、燃料取替用水ピット、燃料油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：格納容器再循環サンプと高圧注入ポンプを用いた高圧代替再循環運転により炉心への注水を継続する。このため、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ、B高圧注入ポンプ（海水冷却）、燃料油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、格納容器再循環ユニットに海水を通水することで格納容器内自然対流冷却を実施し、原子炉格納容器内の除熱を行う。このため、大容量ポンプ、タンクローリー等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。

（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及び解析コードの選定、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：「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。PRAの手法により抽出され、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は「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」が起こるとする。さらに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能の喪失の重畠も考慮する。
- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系におけるECCS蓄圧タンク注入、ECCS強制注入等を取り扱うことのできるM-RELAP5を用いる。
- c. 事故条件：全交流動力電源喪失により余熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする。事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を

みた（崩壊熱を高くする厳しい設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後 72 時間とする。

- d. 機器条件：蓄圧タンクの初期保持圧力及び初期保有量は、最低保持圧力 (1.0 MPa [gage]) 及び最低保有水量 (26.9m^3 (1 基当たり)) とする。恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水流量は、 $28\text{m}^3/\text{h}$ とする。これは、炉心注水開始を事象発生後 141 分とした場合の崩壊熱による蒸発量 ($27.5\text{m}^3/\text{h}$) を上回る流量である。
- e. 操作条件：蓄圧タンクによる炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断及び蓄圧タンクによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、1 基目の蓄圧タンクについては、事象発生の 60 分後、2 基目の蓄圧タンクについては、事象発生の 100 分後、3 基目の蓄圧タンクについては、事象発生後 140 分後とする。空冷式非常用発電装置が利用できるのは、事象発生から 35 分後以降とする。恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断、空冷式非常用発電装置の準備及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作に要する時間を考慮し、かつ、3 基目の蓄圧タンクの注水後として、事象発生から 141 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. 事象発生の約 2 分後から、1 次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで 1 次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生の 60 分後に 1 基目の蓄圧タンク、100 分後に 2 基目の蓄圧タンク、140 分後に 3 基目の蓄圧タンクにより炉心注水を開始し、さらに事象発生後 35 分で、空冷式非常用発電装置が利用可能になり、141 分後に空冷式非常用発電装置を電源とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始する。これにより、事象発生後約 220 分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合い、1 次冷却系の保有水量及び 1 次冷却材温度は安定する。
- b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも 0.7 程度であり、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。
- c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率

は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはない。

- d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による 1 次冷却材におけるボイド発生により 1 次冷却材の密度が低下すると、1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、そのような場合であっても実効増倍率が 1.0 (臨界) より十分に低いことから、未臨界は維持される。
- e. なお、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、大容量ポンプを用いて高圧注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、B 高圧注入ポンプ (海水冷却) を用いた高圧代替再循環運転に切替えるとともに、A、D 格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続することで、燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。

上記 a. から e. 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。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より 0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 1.0m 高い位置まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることに変わりはない。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱は保守的な (大きい) 値に設定されているため、実際には、1 次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

蓄圧タンクによる炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞ

別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(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運転停止中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に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて40名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、7日間空冷式非常用発電装置による電源供給を継続する場合に必要な重油量は約133.4kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kL、大容量ポンプの7日間の運転継続に必要な重油量は約47.9kLとなり、合計で約184.4kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された使用可能な重油量548kLで対応が可能である

使用済燃料ピットへ海水を補給するための送水車の運転に必要な軽油量は、事象発生の6.3時間後から7日間の運転を想定して約9,542L必要となる。これに対して、本発電所内に備蓄されている軽油量は21,000Lで対応が可能である。

また、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、空冷式非常用発電装置からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、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」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、空冷式非常用発電装置による代替交流電源の確保、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水、B高压注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転及びA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が、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「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水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、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、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、機能を喪失した系統（外部電源、非常用所内交流動力電源系統及び原子炉補機冷却系）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系統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。

また、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、B高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転に切替え、さらにA、D格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続することにより、原子炉を安定状態へ導くことができるこことを確認した。

さらに規制委員会は、当該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「燃料取出前のミドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している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。

3. 審査過程におけるその他の確認事項

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、原子炉停止中の他の事故シーケンスグループである「IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同じである。

IV-1. 2. 4. 3 原子炉冷却材の流出

運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」（以下この節において「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系外への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系外への誤操作等による漏えいに起因して 1 次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失する。これにより、1 次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、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、炉心への注水手段を確保し、1 次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1 次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁 3 弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、ディーゼル発電機、充てんポンプ、燃料取替用水ピット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：格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。このため、A 格納容器スプレイポンプ（RHRSCSS 連絡ライン使用）、A 格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを行い、原子炉格納容器内の除熱を継続する。このため、窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、D 格納容器再循環ユニット、B 格納容器スプレイポンプ、B 格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。

（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及び解析コードの選定、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：「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を選定している。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は「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、1次冷却系の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」が起こるとする。

- b. 解析コード：炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入、1次冷却系における冷却材放出等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いる。
- c. 事故条件：炉心冷却の観点から厳しくするため、以下の条件を設定している。
 - ア. 事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後 72 時間とする。また、外部電源はないものとする。これは、燃料の確保の観点では、厳しい設定となる。
 - イ. 1次冷却材の流出は、流量の多い余熱除去系からの流出とし、余熱除去ポンプ 1台による浄化運転時の最大流量である $450\text{m}^3/\text{h}$ とする。流出する口径は余熱除去系統の最大口径で約 20cm (8 インチ) 相当とする。
 - ウ. 余熱除去機能喪失後も系外への漏えいの停止を見込まない。
 - エ. 1次冷却系の水位が 1次系冷却材管の下端に到達することにより浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去系機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失する。
- d. 機器条件：充てんポンプによる炉心注水流量は、原子炉停止 72 時間後を事象開始として、余熱除去系の機能喪失（事象発生から 3 分後）から 20 分後（事象発生から 23 分後）における崩壊熱による蒸発量 ($27.8\text{m}^3/\text{h}$) に加えて、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、 $45\text{m}^3/\text{h}$ とする。
- e. 操作条件：余熱除去系の機能喪失を起点（事象発生から 3 分後）として、充てんポンプによる炉心注水操作の準備を開始する。注水準備に必要な時間を 20 分とし、充てんポンプによる炉心注水が、事象発生から 23 分後に開始されるとする。

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. 事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次冷却系水位が低下し約3分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生後約23分で、充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器等からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合い、1次冷却系の保有水量を確保することができる。
- b. 事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも0.7程度であり、充てんポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。
- c. 燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはない。
- d. ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるボイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、その場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから、未臨界は維持される。
- e. なお、原子炉冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

上記a.からe.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。

a. 解析コードにおける不確かさの影響

M-RELAP5では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。したがって、実際の炉心水位が評価値より0.4m程度低くなる可能性があるが、燃料有効長頂部から更に約1.3m高い位置まで水位が確保され、燃料有効長頂部が冠水することには変わりはない。また、1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が早まるので、余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始は早くなるが、操作開始が早まる時間

は数十秒程度であり、燃料の冷却への影響は小さい。1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析では漏えい流量は実験データに対して二相臨界流領域では大きく評価する傾向を示している。したがって、実際の漏えい流量は解析結果よりも小さくなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てんポンプによる炉心注水の開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなるが、操作開始時点の炉心水位が同じ条件であることと実際の漏えい量が解析結果より小さいことを考慮すると、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

b. 解析条件の不確かさの影響

解析条件では、炉心崩壊熱及び1次冷却材流出流量は保守的な（大きい）値で設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて遅くなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てんポンプによる炉心注水開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、操作開始時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次冷却系の保有水量の減少が抑制されるため、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなる。

c. 対策の実施への影響

充てんポンプによる炉心注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(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の特徴を踏まえた重大事故等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に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて12名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要となる重油量は約594.7kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である。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、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」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充てんポンプによる炉心注水及びA格納容器スプレイポンプ（RHRSCSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転が、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「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」において、充てんポンプによる炉心注水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、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、機能を喪失した系統（余熱除去系）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系統の機能回復も重要な原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。

また、充てんポンプによる炉心注水により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、格納容器スプレイ冷却器による炉心冷却への移行により、原子炉を安定状態へ導くことができるることを確認した。

さらに、規制委員会は、当該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「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」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。

3. 審査過程におけるその他の確認事項

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、原子炉停止中の他の事故シーケンスグループである「IV-1. 2. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失」と同じである。

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」（以下この節において「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、化学体積制御系の故障、誤操作等により純水が1次冷却材中に注入され1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加されることにより、臨界に至る可能性がある場合において、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、化学体積制御系の弁の誤動作等に起因する1次冷却材中への純水注入により、1次冷却材中のほう素濃度が低下することで正の反応度が添加され、臨界に至る。
- ② 対策の考え方：運転停止中原子炉内燃料体の臨界を防止するためには、早期に反応度の誤投入を判断し、速やかに希釈停止操作を行うとともに、未臨界が維持されていることを確認し、必要に応じてほう酸濃縮操作を実施する必要がある。
- ③ 初期の対策：化学体積制御系弁の「閉」操作及び1次系補給水ポンプの停止操作により、1次冷却系への純水の注入を停止する。
- ④ 安定状態に向けた対策：充てんポンプによりほう酸タンクのほう酸水を炉心に注水し、未臨界を維持する。このため、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ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運転停止中原子炉燃料体の損傷防止対策の有効性を確認するために、評価の考え方、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：「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を選定する。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は「反応度の誤投入」である。定期検査中においては、原子炉起動前までは純水注入による希釈が生じない措置を講じてることを考慮し、化学体積制御系の弁の誤動作等による純水注入は、原子炉起動時に起こり得ると想定する。また、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点からも原子炉起動時を想定する。

- b. 評価の考え方：本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要である。中性子束とほう素濃度の関係から導かれた評価式により、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求める。これにより、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価する。
- c. 初期条件：制御棒は全挿入とする。水による希釈率を大きくするため、1次冷却系の有効体積は小さめに設定するものとし、1次冷却系の有効体積は加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた 261m^3 とする。1次冷却系のほう素濃度については、初期は、燃料取替用水ピットの保安規定制限値である $2,800\text{ppm}$ とし、臨界時は $2,000\text{ppm}$ とする。
- d. 事故条件：原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注入されることを想定する。1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ 2台運転時の全容量 ($79\text{m}^3/\text{h}$) に余裕を持たせた値 $82\text{m}^3/\text{h}$ とする。1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はあるものとする。
- e. 機器条件：評価上の「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は、警報発信から臨界までの時間的余裕を少なめに評価するため、実際の設定値 (0.5 デカード上) に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。
- f. 操作条件：希釈停止操作の開始は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後とする。

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. 1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生から約 52 分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信か

ら 10 分後の約 62 分後に 1 次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注入停止操作（所要時間は 1 分）を実施し、1 次冷却材の希釈を停止する。

- b. 希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約 52 分を要し、臨界（ほう素濃度：2,000ppm）に至るまでにはさらに約 12 分を要する。警報発信から 10 分後に純水注入停止操作を開始することから、臨界到達までの時間余裕は約 2 分であるが、純水注入停止操作の所要時間が 1 分であることを考慮すると、運転員が異常状態を検知してから純水注入停止操作の終了までには十分な時間があり、未臨界を維持することができる。
- c. 炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態である。
- d. 原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持されている。
- e. ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、事故によって、1 次冷却系が臨界ほう素濃度である 2,000ppm まで希釈された際に、初期ほう素濃度 2,800ppm まで濃縮するのに要する時間は約 2 時間である。

上記 a. から e. 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

1 次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度は、評価項目のパラメータである事象発生から臨界到達までの時間に対して、余裕が少なくなるような設定をしている。よって、1 次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度を変動させた場合、事象進展は遅くなるため臨界到達までの時間が長くなり、運転員等の事象検知や操作に要する時間に対する余裕が増す。さらに、臨界到達時期が遅くなることにより、炉心露出に対する余裕が大きくなる。

b. 対策の実施への影響

運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみを想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(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に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて12名である。これに対して、重大事故等対策要員は74名であり対応が可能である。
- ② 本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約594.7kL、電源車（緊急時対策所用）の7日間の運転継続に必要な重油量は約3.1kLとなり、合計で約597.8kLの重油が必要となる。これに対して、本発電所内の燃料油貯蔵タンク及び重油タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能である。また、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能である。

2. 審査結果

規制委員会は、運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」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希釈停止操作及びほう酸濃縮操作が、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「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」において、希釈停止操作を行っ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、さらに申請者が評価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変わりがないことを確認した。

また、希釈停止操作により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界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、当該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「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。

以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が

流入する事故」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のうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、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を従として審査を行う。

他方、原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による検証が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当すると見なし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の妥当性の確認が行われているかという観点を主とした審査を行う。

以下、コードごとに申請内容とその確認内容について示す。

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 起因事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」、「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）」の評価については、2次冷却系も含めて炉心の冷却状態の解析が可能な M-RELAP5 を使用している。また、「全交流動力電源喪失」の評価においては原子炉格納容器内圧が有意に上昇するため、M-RELAP5 に加えて、原子炉格納容器内雰囲気の解析が可能な COCO を併用している。

- ①-2 起因事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の冷却状態に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能な SPARKLE-2 を使用している。
- ② 炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態が有意な影響を及ぼす「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態と原子炉格納容器の状態の相互作用を解析可能な MAAP を使用している。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性評価

- ① いずれの格納容器破損モードについても、炉心及び原子炉格納容器の状態の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の溶融炉心挙動及び核分裂生成物（以下「FP」という。）挙動に関するモデルを有する MAAP を使用している。また、「水素燃焼」の評価については、MAAP は原子炉格納容器内空間を 3 次元で模擬できずドーム部内の空間分布評価には適さないこと、水素の発生量をガイドの条件に設定することから、MAAP に加えて、水素の区画間の移行等を解析可能な GOTHIC 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

- ① いずれの事故シーケンスグループについても、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下を解析可能な M-RELAP5 を使用している。

2. 解析コードの検証及び有効性評価への適用性

(1) M-RELAP5

① 申請内容

申請者は、M-RELAP5 の妥当性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. M-RELAP5 は、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1 点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡・事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。
- b. 米国において、US-APWR の安全解析（小破断 LOCA）に適用している。また、本コードがベースとしている RELAP5 は、欧米において Non-LOCA、LOCA（大小の双方を含む。）の安全解析への適用例がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性評価を行っている。

- c. - 1 炉心における重要現象のモデル（燃料棒表面熱伝達モデル、ボイドモデル、流動様式）については、ORNL/THTF 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験、PKL/F1.1 試験の解析結果により検証している。また、大気圧条件における炉心水位については、Winfrith/THETIS 試験の解析結果により検証している。
- c. - 2 1 次冷却系における重要現象のモデル（自然循環時の壁面熱伝達モデル、冷却材放出時の破断流モデル、気液分離・対向流の流動様式、沸騰時の 2 流体モデル及び壁面熱伝達モデル、ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル、ECCS 蓄圧タンクの非凝縮性ガス）については、PKL/F1.1 試験、Marviken 試験、美浜 2 号炉の蒸気発生器伝熱管損傷解析、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験の解析結果により検証している。
- c. - 3 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の 2 流体モデル、冷却材放出時の臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び 39 試験の解析結果により検証している。
- c. - 4 蒸気発生器における重要現象のモデル（1 次側・2 次側の壁面熱伝達モデル、2 次側水位変化・ドライアウトの 2 流体モデル）については、ROSA/LSTF SB-CL-39 試験、PKL/F1.1 試験、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析結果により検証している。
- d. 不確かさ評価としては、LOCA 時における炉心水位について、事故時条件と大気圧条件のそれぞれについて評価している。また、LOCA 時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保している。

② 確認内容

規制委員会は、M-RELAP5 についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。

- a. 炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び 1 次冷却系の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。
- c. 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。

d. 規制委員会は、RELAP5/MOD3.3（※¹⁶）及びSKETCH-INS（※¹⁷）/TRACE5.0（※¹⁸）を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び考慮すべき主要な不確かさを確認した。そこで抽出されたものについて、不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者のM-RELAP5の特性に応じた使用方法は、妥当と判断した。

（2）SPARKLE-2

① 申請内容

申請者は、SPARKLE-2の検証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. SPARKLE-2は、M-RELAP5の炉心動特性を1点炉近似から3次元動特性に変更したコードであり、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。
- b. プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5と同様であり、ベースとしているRELAP-3Dについては、欧米において実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行っている。
 - c. - 1 炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック効果）については、TWIGLベンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-III E-core 実験解析、モンテカルロコードとの比較、減速材温度係数測定検査の解析により検証している。
 - c. - 2 炉心の燃料に係る重要現象（燃料棒内温度変化）については、FINEコードとの比較、SPERT-III E-core 実験解析により検証している。
 - c. - 3 炉心の熱流動に係る重要現象のモデル（沸騰・ボイド率変化の二相流圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）については、NUPEC管群ボイド試験の解析により検証している。

(※¹⁶) RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL, VOLUME I: CODE STRUCTURE, SYSTEM MODELS, AND SOLUTION METHODS, December 2001, Information Systems Laboratories, Inc., Rockville, Maryland, Idaho Falls, Idaho.
(※¹⁷) (独)原子力安全基盤機構，“3次元プラント動特性コードSKETCH-INS/TRAC-BF1の改良整備”，04解部報-0012, 2003

(※¹⁸) TRACE V5.0 THEORY MANUAL: Field Equations, Solution Methods, and Physical Models, Division of Risk Assessment and Special Projects Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission.

- c. - 4 1次冷却系における重要現象のモデル (ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル) については、PKL/F1.1 試験の解析により検証している。
- c. - 5 加圧器における重要現象のモデル (気液熱非平衡及び水位変化の2流体モデル、冷却材放出時の二相/サブクール臨界流モデル) については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。
- c. - 6 蒸気発生器における重要現象のモデル (1次側・2次側の伝熱管熱伝達モデル、2次側水位変化・ドライアウトの2流体モデル) については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。
- d. 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡変化に伴う原子炉圧力評価に対して影響が大きいと思われる減速材温度係数初期値、ドップラ温度係数について、減速材温度係数測定検査の解析による妥当性確認や感度解析による不確かさ評価を行っている。また、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡する根拠として、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析により確認している。

② 確認内容

規制委員会は、SPARKLE-2 についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。

- a. 「原子炉停止機能喪失」時の1次冷却系の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。
- c. 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、計算ベンチマークや実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の SPARKLE-2 の特性に応じた使用方法はおおむね妥当と判断した。

(3) MAAP

① 申請内容

申請者は、MAAP の妥当性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、原子炉、1 次冷却系、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。また、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。
- b. 国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性確認を行っている。
 - c. - 1 炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。
 - c. - 2 加圧器における重要現象（冷却材放出）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。
 - c. - 3 蒸気発生器における重要現象（1 次側・2 次側の熱伝達、冷却材放出、2 次側水位変化・ドライアウト）については、MB-2 実験解析により妥当性確認を行っている。
 - c. - 4 原子炉格納容器の重要な現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、水素濃度）については、HDR 実験、CSTF 実験の解析及び TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。
 - c. - 5 炉心損傷後の原子炉容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、1 次冷却系内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性確認を行っている。
 - c. - 6 炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（原子炉格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験、ABCOVE 実験の解析により妥当性確認を行っている。
 - c. - 7 炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（溶融炉心とコ

ンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR-A 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性確認を行っている。

- d. 不確かさ評価としては、「ECCS 再循環機能喪失」時の炉心露出開始時間について、M-RELAP5との比較により不確かさを評価している。次に、溶融炉心のコンクリート侵食量について、最新の実験的知見を反映して感度解析による不確かさ評価を行っている。また、FCI、DCH、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。

② 確認内容

規制委員会は、MAAPについての申請者の説明内容について、以下のように確認した。なお、シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要がある。

- a. 炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されている最も代表的なコードのひとつであり、PWR 実機を対象とした安全解析への豊富な適用実績がある。
- c. 実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、上記の a. の重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果がおおむね妥当と見なせることを確認している。
- d. 規制委員会は、これまでに MELCOR (※¹⁹⁻²⁰) によりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、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、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判断した。

(※¹⁹) R. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manuals Version 1.8.5.," NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 2 / SAND2000-2417/2, (May 2000)

(※²⁰) R. Gauntt et al., "MELCOR Computer Code Manuals Vol. 3: Demonstration Problems," NUREG/CR-6119, Vol. 3, NRC. (2001)

(4) GOTHIC

① 申請内容

申請者は、GOTHIC の妥当性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. GOTHIC は質量、エネルギー及び運動量の 3 保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。また、ポンプ、バルブ、スプレイ、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても模擬可能である。
- b. 米国においては、各種プラントの格納容器に対する DBA 解析、SA 解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性の確認を行っている。
 - c. - 1 原子炉格納容器における重要現象（区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ特性、PAR 特性、イグナイタによる水素燃焼）については、NUPEC 試験 Test M-7-1 及び Test M-4-3、THAI 試験 HR-3 の解析等により妥当性確認を行っている。
 - c. - 2 PAR の性能評価式及び水素処理モデルについては、THAI 実験により妥当性確認を行っている。
- d. 不確かさ評価としては、重大事故時の原子炉格納容器内水素混合挙動について、妥当性確認が行われた実験条件と実機条件との違いを踏まえて、有効性評価への適用性について検討している。

② 確認内容

規制委員会は、GOTHIC についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。

- a. シビアアクシデント時の原子炉格納容器挙動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。なお、原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有している。

- c. 上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果がおおむね妥当と見なせることを確認している。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の GOTHIC の特性に応じた使用方法は妥当と判断した。

(5) COCO

① 申請内容

申請者は、COCO の検証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. COCO は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発されたコードであり、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。また、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。
- b. 国内 PWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績がある。
- c. 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性の確認を行っている。
 - c. - 1 原子炉格納容器の重要現象（構造材との熱伝達及び内部熱伝導）については、CVTR Test-3 実験の解析により妥当性確認を行っている。
 - d. 不確かさ評価としては、シビアアクシデント時の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度について、スプレイ条件の違いを踏まえて、複数の実験による妥当性確認を行っている。また、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動についての適用性評価を行っている。

② 確認内容

規制委員会は、COCO についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。

- a. 「全交流動力電源喪失」時の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。
- b. PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。

- c. 本コードは、M-RELAP5 で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、原子炉格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。上記 a. の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果がおおむね妥当と見なせることを確認している。
- d. 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。

以上のとおり、規制委員会は、有効性評価における申請者の COCO の特性に応じた使用方法は妥当と判断した。

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）

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については、IV-4.1からIV-4.19で行っている。

また、重大事故等対策については、1号炉及び2号炉の原子炉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に則って、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、確実に行え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に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

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を確保する方針であること。

② 障害物を除去可能なブルドーザを保管し、それら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。

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に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

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に則って、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に則って、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)に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

- (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) プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画を定める方針であること。
- (3) 本発電所は、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、燃料等により、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に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

① 情報の収集及び判断基準【解釈1a】

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、3号炉及び4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1b】

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1c】

- 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、行動でくるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。
- b. 当直課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、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緊急時対策本部用手順書に整備すること。

- 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こと。
 - b. 運転手順書は、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なパラメータをあらかじめ選定し、運転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、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する手順書に整理すること。
- 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. 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こと。
 - c. 大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備すること。

(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 に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

- 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. 緊急時対策本部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安全対策要員と運転員（中央制御室及び現場）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マニュアル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、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。また、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數配置することを示した。規制委員会は、これにより、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に則ったものであることを確認した。

具体的には、以下のとおり確認した。

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. 運転員等により事故拡大防止のための措置を実施する班
- b. 応急対策の立案を実施する班

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. 3号炉及び4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、発電所の本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。

b. 緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、3号炉及び4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3d】

a. 発電所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、事故状況の把握・評価、事故時影響緩和操作の検討等を行う班、放射線・放射能の測定、被ばく管理、拡大防止措置等を行う班で構成すること。

c. 運営支援組織は、発電所対策本部の設営・運営、連絡・通信手段の確保等を行う班、報道機関等の対応を行う班、情報受理・伝達等を行う班で構成すること。

⑤ 対策本部の設置及び要員の招集【解釈3e】

a. 所長(原子力防災管理者)を本部長とする発電所対策本部を設置し、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. 時間外、休日(夜間)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、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合においては、発電所内に、緊急時対策本部要員6名、運転員12名及び緊急安全対策要員36名、1号炉及び2号炉の運転員10名、の合計64名を常時確保する方針であること。事象発生後6時間を目途に緊急時対策本部要員10名を召集し、合計74名を確保する方針であること。

c. 時間外、休日(夜間)を含めて必要な要員を非常召集できるよう、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、所定の重大事故等対策要員に欠員が生じた場合に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行うこと。重大事故等対策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、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行することを示した。規制委員会は、これにより、重大事故等対策の実施が必要な状況において、必要な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、各班に責任者である班長及び副班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】

発電所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、携行型電話装置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】

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(携帯)、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、原子力防災体制を発令した場合に本店緊急時対策本部を設置する等の体制を整備する方針であること。

b. 本店緊急時対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、情報収集、事故状況の把握、事故拡大防止策の支援等を行う班、外部電源や通信設備に関する復旧等を行う班、報道対応を行う班及び資機材の調達運搬等を行う班で構成する方針であること。

c. 本店緊急時対策本部は、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. 本店緊急時対策本部は、原子力部門による技術的支援を行う本店緊急時対策本部(若狭)及び原子力以外の部門も含めた全社での支援を行う本店緊急時対策本部(中之島)で構成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 3 k】

- a. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連係し、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. 重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守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際の汚染水の処理活動等を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる体制を構築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ぬ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（※²¹）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。

申請者は、耐震重要施設でない常設重大事故等対処施設は3号炉及び4号炉空冷式非常用発電装置、3号及び4号炉海水ポンプ室並びに3号及び4号炉緊急時対策所としている。3号炉及び4号炉空冷式非常用発電装置は「III-2 設計基準対象

(※²¹) 「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。

施設の地盤（第3条関係）」に示す3号炉及び4号炉原子炉格納施設等の評価に代表させ、3号及び4号炉海水ポンプ室及び3号及び4号炉緊急時対策所の評価は「III-2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」に示す1号及び2号炉原子炉補助建屋の評価に代表させている。

規制委員会は、耐震重要施設でない常設重大事故等対処施設について耐震重要施設の評価で代表させることは妥当であると判断し、「III-2 設計基準対象施設の地盤（第3条関係）」で示すとおり設置許可基準規則に適合するものと判断した。

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などを要求している。

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設計とする。
- 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設計とする。
- 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設計とする。

(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又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については、常時作用している荷重、運転時の状態で施設に作用する荷重、設計基準事故の状態で施設に作用する荷重及び重大事故等の状態で施設に作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、終局耐力に対し妥当な安全余裕を有する設計とする。

常設耐震重要重大事故防止設備又は常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については、通常運転、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力、荷重等を制限する値を許容限界とする。「運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等の状態で作用する荷重」のうち、

- 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、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設計とするとしており、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行ってい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、以下のとおりしている。

(1) 安定性評価の対象となる斜面は、常設重大事故等対処施設と周辺斜面との離隔距離を考慮して、3号炉及び4号炉原子炉格納施設等の周辺斜面、3号及び4号炉海水ポンプ室の周辺斜面並びに1号及び2号炉原子炉補助建屋の周辺斜面を選定した。この評価対象斜面は耐震重要施設の周辺斜面と同一である。

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、申請者が耐震重要施設の周辺斜面と同一としていることは妥当であり、「III-1.2 周辺斜面の安定性」で示すとおり解釈別記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、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ため、以下の耐津波設計方針としている。

1. 設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画に設置するものについては、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とする。
2. それ以外の建屋及び区画に設置する緊急時対策所、空冷式非常用発電装置については、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させない設計とするなど、設計基準対象施設の耐津波設計方針に準じた設計とする。

規制委員会は、申請者が重大事故等対処施設について、設計基準対象施設に準じた耐津波設計により、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない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は、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 (※²²))
- ② 操作性 (43-1-2)
- ③ 試験又は検査 (43-1-3)

(※²²) 「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。以下同様。

- 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)

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. 審査確認事項

(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をしている。

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、荷重その他の使用条件において、その機能が有効に發揮できるよう、その設置（使用）・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、操作ができる設計とする。

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

を確実に操作できるように、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所で操作できる設計とする。

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、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、特性及び機能・性能確認、分解・開放（非破壊検査を含む。）、外観確認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對処するために使用する設備にあっては、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁又は遮断器操作等にて速やかに切替えできる設計とする。

⑤ 他の設備に対する悪影響防止

重大事故等対処設備は、原子炉施設（他号炉（※²³）を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。）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の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し、設置場所で操作できる設計とする。放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により設置場所で操作可能な設計とするか、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）又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設備共通の設計方針等について、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項及び同項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

(※²³) 他号炉とは、3号炉に対しては4号炉、4号炉に対しては3号炉を指す。

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、更に同一の発電所内の他の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、可能な限り多様性、独立性及び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設備共通の設計方針等について、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項及び同項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、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、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、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮したコネクタ又はより簡便な接続規格等を、配管は配管径や内部流体の圧力によって、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規格等を用いる設計とする。また、原子炉施設が相互に使用することができるよう3号炉及び4号炉とも同一規格又は同一形状とともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続

とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

③ 複数の接続口

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉補助建屋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、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

④ 現場の作業環境

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、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、遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定するが、放射線量が高くなるおそれがある場合は、追加の遮蔽の設置により、当該設備の設置及び常設設備と接続できる設計とする。

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並びに設計基準事故対処設備及び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、常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。このうち、屋外の可搬型重大事故等対処設備は、原子炉周辺建屋及び制御建屋から 100m の離隔距離を確保するとともに、少なくとも 1 セットは、常設重大事故等対処設備からも 100m の離隔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経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（アクセスルート）は、自然現象、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のアクセスルートを確保する。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ブルドーザ 1 台（予備 1 台）を保管及び使用する。

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の安全機能、使用済

燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能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、可能な限り多様性、独立性及び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、原子炉周辺建屋及び制御建屋から 100m の離隔距離を確保した場所に複数箇所に分散して保管するなど、第43条第3項及び同項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を含み、適切に整備す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により重大事故等への対処をより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項関係）

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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、「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」において、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をいう。

- 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) 原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び手順等と蒸気タービンを自動で停止させる設備及び手順等。
- ハ) 原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又は蒸気タービン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。
- ニ) 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備及び手順等。

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 原子炉出力を抑制するためにタービントリップと主蒸気隔離弁の閉止を自動動作させるとともに、1次冷却系の過圧防止のために補助給水ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等。
- ③ 主蒸気隔離弁が自動閉止しなかった場合は、手動により閉止するための設備及び手順等。また、補助給水ポンプが自動起動しない場合は、手動により起動するための設備及び手順等。
- ④ 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量の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）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にタービントリップと主蒸気隔離弁の閉止を自動動作させるとともに、1次冷却系の過圧防止のために補助給水ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等。

- ② 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水を注入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を含み、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条及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項（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。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ことを確認した。
- 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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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. 手動による原子炉緊急停止。そのため、原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. タービントリップ及び主蒸気隔離弁閉止の自動作動による原子炉出力の抑制と補助給水ポンプの自動起動による1次冷却系の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、ATWS緩和設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 主蒸気隔離弁の手動閉止による原子炉出力の抑制と補助給水ポンプの手動起動による1次冷却系の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁（中央盤手動操作）、電動補助給水ポンプ（中央盤手動操作）等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備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、充てんポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、上記 a. の対策が第 4 4 条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第 4 4 条等要求事項ロ)、上記 c. の対策が第 4 4 条等要求事項ハ)、上記 d. の対策が第 4 4 条等要求事項ニ) 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 緩和設備は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る設計とする。
- b. 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態にするために必要な量のほう酸水を原子炉に注入できる設計とする。
- c. 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、設計基準事故対処設備に対して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) ATWS 緩和設備は、設計基準事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、原子炉補助建屋内の独立した盤に設置することで、位置的分散を図る設計とすること、b) 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、原子炉停止失敗時において原子炉を未臨界に移行するために必要な量のほう酸水を注入できる設備であること、c) 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、設計基準事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 4 3 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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. 原子炉の自動トリップ失敗を原子炉トリップレや断器等により確認し、原子炉出力が 5%以上又は中間領域起動率が正となった場合に

は、重大事故等対処設備である原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）による原子炉緊急停止の手順に着手する。この手順では、中央制御室等での操作を運転員等計3名で実施する。

- b. 原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達したにもかかわらず、原子炉トリップしや断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した際に作動する、「安全保護アナログ盤作動」警報が発信した場合には、ATWS緩和設備の作動確認の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認を運転員等1名で実施する。
- c. ATWS緩和設備の自動信号が発信するものの、原子炉を未臨界に移行するために必要な機器等が自動作動しなかった場合、主蒸気隔離弁の閉止、補助給水ポンプの起動を手動で実施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運転員等計2名が約4分で実施する。
- d. b. 及び c. の原子炉出力の抑制を図った後、手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしや断器等により確認した際（※²⁴）に、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合には、ほう酸水注入操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を運転員等1名が約5分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、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を確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上により、規制委員会は、①a.の対策が第4.4条等要求事項イ)、①b.の対策が第4.4条等要求事項ロ)、①c.の対策が第4.4条等要求事項ハ)、①d.の対策が第4.4条等要求事項ニ)に対応するものであること、①a.からd.に掲げる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4.4条等に適合するものと判断した。

(※²⁴) 原子炉出力抑制を図った後も、a.の原子炉手動トリップや後述の3.（1）①及び②の多様性拡張設備（（※²⁶）において説明する。）による原子炉トリップ操作を継続して実施する。原子炉トリップが成功した場合は、原子炉出力が5%未満かつ中間領域起動率は負になるので、早急なほう酸水注入は不要となる。

(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 緩和設備により原子炉出力を抑制すること並びに化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備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を必要な対策としている。

これらの対策は、(1) ①b. 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る。また、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。

よって、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を、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

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、緊急停止失敗時に原子炉を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フロントライン系（※²⁵）の機能を回復するための多様性拡張設備（※²⁶）及び手順等として、以下のとおり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 原子炉手動トリップが失敗した場合には、中央制御室において、常用母線 440V しゃ断器スイッチの開操作による MG セット電源の遮断に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員等計 2 名により約 3 分で実施する。
- ② 上記①に失敗した場合には、中央制御室において、手動操作により制御棒を原子炉に挿入するとともに、現場にて、発電機出力しゃ断器スイッチ

(※²⁵) 設計基準事故対処設備の駆動源及び冷却系などをサポート系といい、それ以外の設備をフロントライン系（例えば、設計基準事故対処設備が有する安全機能を直接的に担保する設備）という。以下同じ。

(※²⁶) 申請者は、自主的対策における設備の一部を「多様性拡張設備」と呼び、「多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求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、プラントの状況によっては、事故対応に有効な設備」と定義している。以下同じ。

の開操作による MG セット電源の遮断に着手する。さらに、MG セット電源の遮断に失敗した場合には、現場で原子炉トリップしや断器 8 台の開操作を行う。この一連の手順は、中央制御室での操作を運転員計 2 名、現場での操作を運転員等 1 名により約 13 分で実施する。

③ ATWS 緩和設備が作動しても、原子炉出力が抑制されていない場合には、タービントリップスイッチ（中央盤手動操作）の操作により、タービン手動トリップを行う。この手順では、中央制御室での操作を運転員等計 2 名により約 4 分で行う。なお、この手順は、2. (1) ③c. の主蒸気隔離弁の手動閉止と補助給水ポンプの手動起動を行う前に実施する。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
MG セット電源（常用母線 440 V しや断器スイッチ）（中央盤手動操作）、MG セット電源（MG セット出力しや断器スイッチ）（現場手動操作）及び原子炉トリップしや断器スイッチ（現場手動操作）	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、サポート系である電源を遮断することにより制御棒を全挿入できるため、原子炉を緊急停止する代替手段となり得る。
制御棒操作レバー（中央盤手動操作）	制御棒全挿入完了までは時間を要するものの、上記の電源遮断操作完了までの間又はこれが実施できない場合に原子炉を停止する手段となり得る。
タービントリップスイッチ（中央盤手動操作）	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、中央制御室にて速やかな操作が可能であるため、原子炉出力を抑制する代替手段となり得る。

N-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項関係)

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を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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原子炉の冷却機能（※²⁷）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、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「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。

①-1 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、タービン動補助給水ポンプ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) 可搬型重大事故防止設備

現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間（※²⁸）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) 現場操作

現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプ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) 監視及び制御

ハ) -1 原子炉水位及び蒸気発生器水位を推定する手順等。

ハ) -2 タービン動補助給水ポンプ等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等。

ハ) -3 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等。

(※²⁷) 申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態における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。
・2次冷却系からの除熱機能

(※²⁸) 「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。

①-2 電動補助給水ポンプに代替交流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。

申請者は、第45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。

②-1 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプを起動・運転継続するための設備及び手順等。

②-2 計測設備により監視及び制御するための手順等。

a. 加圧器水位及び蒸気発生器水位を監視又は推定するための手順等(※²⁹)。

b. 補助給水ポンプの作動状況を確認するための手順等。

c. 加圧器水位及び蒸気発生器水位の制御のための手順等(※³⁰)。

②-3 代替交流電源設備(空冷式非常用発電装置)により電動補助給水ポンプを起動及び運転継続するための設備及び手順等(※³¹)。

(2) 申請者は、有効性評価(第37条)(※³²)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 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備及び手順等。

② 現場で人力により主蒸気逃がし弁を操作するための設備及び手順等。

(3) 規制委員会は、1次冷却系が高圧時に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を含み、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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以

(※²⁹) 監視又は推定するための手順等については、「IV-4. 1.5 計装設備及びその手順等」において整理。

(※³⁰) 制御のための手順等については、「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」、「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。

(※³¹) 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。

(※³²) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「格納容器バイパス」をいう。

外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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. タービン動補助給水ポンプの機能回復。そのために、タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）、タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 補助給水ポンプの作動状況確認。そのために、蒸気発生器補助給水流量計、復水ピット水位計、蒸気発生器水位計を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、①a. の対策が第45条等要求事項ロ)、①b. の対策が第45条等要求事項ハ)－2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の主な設計方針として、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び起動弁は、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としている。

規制委員会は、申請者の計画において、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び起動弁は、現場での手動操作によるものとし、設計基準事故対処設備である常設直流電源系統による駆動源に対して多様性を有し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、申請者が①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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。

る。

- a. 蒸気発生器への注水が必要であり、蒸気発生器への注水が確認できない際、復水ピット等の水源が確保されている場合には、現場での手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手する。この手順では、現場での専用工具（油供給用）による軸受への潤滑油の供給、専用工具（蒸気加減弁開操作用）によるタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の開操作及び手動操作による起動弁の開操作、タービン動補助給水ポンプの流量調整等を計5名により、約45分で実施する。
- b. 蒸気発生器水位が低下した際、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合には、補助給水ポンプの作動状況確認の手順に着手する。この手順では、現場及び中央制御室で補助給水ポンプの運転状況の確認を計2名により実施する。

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)人力によるタービン動補助給水ポンプの機能回復の手順等について、弁の手動操作、ポンプの流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するととともに必要な訓練を行うとしていること、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（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①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、①a. の対策が第45条等要求事項ロ)、①b. の対策が第45条等要求事項ハ)ー2に対応するものであること、①a. 及びb. に掲げる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45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、1次冷却系が高压時に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. 1次冷却系を減圧するとともに原子炉への注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリード。そのため、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水ピット等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復。そのため、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）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

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. 1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水ピットは、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。
- b. 高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水ピットは、1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却に必要な流量、容量等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)1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である2次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有すること、b)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは原子炉周辺建屋内のタービン動補助給水ポンプ等とは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①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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. 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器水位計（広域）指示値10%未満）になった際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合には、重大事故等対処設備を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開操作を1名によ

り実施する。

- b. 中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない際に、蒸気発生器への注水が確保されている場合には、人力で操作する主蒸気逃がし弁の機能回復の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計 5 名により、約 30 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順着手の判断基準が明確であること、b) 1 次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開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①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が有効性評価（第 37 条）において、1 次冷却系が高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を、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. 自主的対策のための設備及び手順等

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、2 次冷却系からの除熱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多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり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、2 次冷却系からの除熱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. 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 補助給水ポンプが使用できない場合には、脱気器タンク水を用いた電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。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 補助給水ポンプの故障等により補助給水流量等が確認できない場合には、復水ピットを水源とした蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、可搬型ホース、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）等の運搬及び起動、蒸気発生器への注水を計 6 名により約 110 分で実施する。
- ③ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。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）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、2 次冷却系からの除熱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. 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 主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失し、現場の環境が悪化した場合、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する。また、この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計 2 名により、約 60 分で実施する。
- ② 全交流動力電源が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁の機能回復が必要となれば、大容量ポンプを用いて B 制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁機能回復に着手する。また、この手順では、可搬型ホースの接続、ディスタンスピースの取替え、大容量ポンプの起動等を計 20 名により、約 9 時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が、上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、脱気器タンク	常用系設備であるため、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十分ではないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）等	ポンプ吐出圧力が低いため、蒸気発生器 2 次側の圧力が低下しないと使用できないものの、補助給水ポンプの代替手段として、長期的な事故収束のための設備となり得る。

タービンバイパス弁	常用系設備であるため、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十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の代替手段となり得る。
窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	窒素ポンベの容量から使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。
大容量ポンプ、B制御用空気圧縮機（海水冷却）	使用開始までに時間を要するものの、全交流動力電源が喪失した場合において、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備となり得る。

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項関係）

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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原子炉の減圧機能（※³³）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) 可搬型重大事故防止設備
- イ) -1 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（主蒸気逃がし

(※³³) 申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態における設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能について、以下のとおりとしている。

・蒸気発生器2次側への注水及び蒸気放出による1次冷却系統の減圧機能。

弁及び加圧器逃がし弁)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。

イ) - 2 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。

ロ) 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代替電源による復旧手順等。

ハ) 蒸気発生器伝熱管破損発生時において、破損した蒸気発生器を隔離するための手順等。隔離できない場合に加圧器逃がし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。

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、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし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。また、上記イ) - 1 及びイ) - 2 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。

ホ) イ) - 1 及びイ) - 2 の減圧用の弁は、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 4 6 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 常設直流電源系統喪失時において、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁の機能を回復するための設備（主蒸気逃がし弁（現場手動操作）、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）及び窒素ボンベ（代替制御用空気供給用））及び手順等。
- ② 上記①の設備については、減圧用の弁の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。
- ③ 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を行うため、代替電源による復旧を行うための手順等（※³⁴）。
- ④ 蒸気発生器伝熱管破損発生時又はインターフェイスシステム LOCA 発生

(※³⁴) 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。

時において、損傷箇所の隔離と1次冷却系の減圧を行うための設備及び手順等。

⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するため、1次冷却系を減圧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）（※³⁵）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整備するものは、上記①、④、⑤に加え、以下の設備及び手順等としている。

- ① 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備（高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等）及び手順等。
- ② 2次冷却系への注水及び蒸気放出による蒸気発生器2次側を用いた炉心冷却のための設備（電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等）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を含み、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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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

(※³⁵) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「格納容器バイパス」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」をいう。

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するとしている。

- a. 可搬型重大事故防止設備等を用いた1次冷却系の減圧。このために、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁（現場手動操作）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。
- b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし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、①a. の対策が第46条等要求事項イ)－1、イ)－2、①b. の対策が第46条等要求事項ハ)、ニ)に対応するものであることを確認した。

①c. の対策が第46条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. 1次冷却系の減圧に用いる減圧用の弁（加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁）は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。
- b. 可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を備え、位置的分散を図る設計とする。
- c. 可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）は、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)加圧器逃がし弁は、駆動用の窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）から供給される駆動用窒素の設定圧力に

ついて、格納容器最高使用圧力に対し十分な余裕を考慮して設定していること、主蒸気逃がし弁は、人力により現場のハンドルにて操作するが、重大事故等時の環境条件においては必要に応じて要員の防護措置を講じることにより確実に操作できること、b)加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用窒素を窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）から供給すること、主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けること、これらにより、常設直流電源及び制御用空気を用いた弁操作に対して多様性を有していること、c)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、原子炉周辺建屋内の主蒸気逃がし弁と離れた位置に設置されていること、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は接続せず、制御建屋内の常設直流電源設備と異なる区画に分散して保管していること、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）は、通常時は接続せず、原子炉周辺建屋内の制御用空気圧縮機と異なる区画に保管することで設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る設計とすること、d)可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）及び窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）は、弁の作動時間、作動回数を考慮した上、予備を確保することにより必要な容量以上を確保し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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第46条等要求事項ホ)に適合する措置等を講じた設計とす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. 直流電源喪失時であって、1次冷却材圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順では、バッテリ接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計4名により、約65分で実施する。
- b. 全交流動力電源喪失時に制御用空気圧縮機停止により、制御用空気が喪失した際に、1次冷却材圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順で

は、窒素ボンベ接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計2名により、約45分で実施する。

- c. 1次冷却材圧力の低下及び破損蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断し、破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗したと判断した場合には、1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、蒸気発生器の隔離等を計4名により実施する。
- d. 1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいと判断した場合には、インターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、余熱除去系の隔離等を計5名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順を明確化していること、b)窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復の手順等について、系統構成、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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）の接続等を行う作業環境（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①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第46条等要求事項イ)、ハ)、ニ)に対応するものであること、①c. の対策が第46条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、①a. に掲げる重大事故等対処設備が第46条等要求事項ホ)に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第43条等に従って適切に整備されることから、第46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

ダリを減圧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. 可搬型重大事故防止設備等を用いた 1 次冷却系の減圧。そのため、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。
- b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の 1 次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための 1 次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 1 次冷却系のフィードアンドブリード。このために、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- e. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却。このために、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、復水ピット等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

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. 1 次冷却系のフィードアンドブリードに用いる高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水ピットは、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。
- b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧機能として使用する復水ピットは、十分な容量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) 1 次冷却系のフィードアンドブリードに用いる高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である 2 次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有すること、b) 加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、高圧注入ポンプは原子炉周辺建屋内のタービン動補助給水ポンプ等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た設計とすること、c) 復水ピットは、蒸気発生器への給水量に対し、

淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保する設計であ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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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. 蒸気発生器への注水が確保され、中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない場合には、手動による主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器2次側による炉心冷却による1次冷却系減圧の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計5名により、約30分で実施する。
- b. 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示10%未満）になった際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合には、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開操作を1名により実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)手順着手の判断基準が明確であること、b)1次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作等を定め、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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

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を、第43条等に従って適切に整備することを確認した。

3. 自主的対策における設備及び手順等

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、1次冷却系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多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり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、1次冷却系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。

- ① 補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、外部電源により所内常用電源が受電され、2次冷却系の設備が運転中の場合、脱気器タンク水を用いた電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。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 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が蒸気発生器蒸気圧力等で確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真密度が維持されている場合、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。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。
- ③ 加圧器逃がし弁の故障等により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であって、充てんポンプの運転及び体積制御タンク等の水位が確保され充てんラインが使用可能な場合、加圧器補助スプレイ弁を用いた1次冷却系減圧に着手する。この手順では、計2名により約15分で実施する。
- ④ 補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合には、復水ピットを水源とした蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、可搬型ホース、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）等の運搬及び起動、蒸気発生器への注水を計6名により約110分で実施する。

(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、1次冷却系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として、全交流動力電源喪失の発生により主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失し、操作場所である

主蒸気管室が高温又は高線量である場合、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復着手を挙げている。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作を計2名により、約60分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ、脱気器タンク	常用系設備であるため、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十分ではないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、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十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の代替手段となり得る。
加圧器補助スプレイ弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、加圧器逃がし弁の代替手段となり得る。
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）等	ポンプ吐出圧力が低いため、蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないものの、補助給水ポンプの代替手段として、長期的な事故収束手段となり得る。
窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）	窒素ボンベの容量から使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。

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項関係）

本節では、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申請者が計画する設備及び手順等について、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さら

に、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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原子炉の冷却機能（※³⁶）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、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。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は、これ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) 上記イ) 及びロ) の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、位置的分散を図る設計とする。

申請者は、第47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 代替炉心注水のための可搬式代替低圧注水ポンプ等及び手順等。
- ② 代替炉心注水のためのA格納容器スプレイポンプ（RHRSS-CSS 連絡ライン使用。以下同じ。）、恒設代替低圧注水ポンプ等及び手順等。
- ③ 全交流動力電源喪失を想定した代替電源設備（空冷式非常用発電装置）及び手順等（※³⁷）。
- 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独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- ⑤ 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。

(※³⁶) 申請者は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態における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。

・1次冷却材が喪失している場合：安全注入設備を用いた原子炉への注水による原子炉の冷却機能。また、余熱除去設備の再循環運転による原子炉の冷却機能。

・1次冷却材が喪失していない場合又は運転停止中：余熱除去設備による除熱による原子炉の冷却機能。

(※³⁷) 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）（※³⁸）において、1次冷却系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以下を整備する方針としている。

- ① 2次冷却系への注水及び減圧のための設備及び手順。
- ② 代替交流電源の確保及び代替炉心注水のための設備及び手順等。
- ③ 代替設備を用いた代替再循環運転のための設備及び手順等。

(3) 規制委員会は、1次冷却系低圧時に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を含み、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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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代替炉心注水。そのため、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車等を可搬型重大事故防止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代替炉心注水。そのため、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）等を常設重大事故防止設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置を常設重大事故防止設備として新たに整備する。

（※³⁸）有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」、「格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、運転停止中の炉心損傷防止対策をいう。

- c. 原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための炉心冷却。そのため、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットを重大事故等対処設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプを常設重大事故防止設備として新たに整備する。

規制委員会は、①a. の対策が第47条等要求事項イ)、①b. の対策が第47条等要求事項ロ)に対応するものであることを確認した。

また、①c. の対策が第47条のうち、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. 代替炉心注水に用いる恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等は、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。
- b. A格納容器スプレイポンプ（RHRSS-CSS 連絡ライン使用）、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプは、代替炉心注水のために必要な流量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 可搬式代替低圧注水ポンプは、その駆動源を専用の電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）とし、海水から補給できる仮設組立式水槽を水源とすることにより、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプ（駆動源は非常用母線からの交流電源、水源は淡水のみ）に対して多様性及び独立性を有していること、可搬式代替低圧注水ポンプは屋外に分散して保管されることにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る設計とすること、b) 恒設代替低圧注水ポンプの駆動源は空冷式非常用発電装置とし、独立した電源供給ラインから供給されることなどにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプに対して多様性及び独立性を有していること、恒設代替低圧注水ポンプは余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプとは原子炉周辺建屋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いることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

よって、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備につい

て、第47条等要求事項二)に適合する措置等を講じた設計とす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. 1次冷却材喪失事象発生後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を余熱除去流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（RHRSCSS連絡ライン使用）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、中央制御室及び現場での操作等を計2名により、約20分で実施する。
- b. A格納容器スプレイポンプ（RHRSCSS連絡ライン使用）による原子炉への注水が余熱除去流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合には、恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計4名により、約30分で実施する。
- c. 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水が余熱除去流量等により確認できない場合には、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計13名により、約4時間で実施する。
- d. 炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用）の温度差の変化により原子炉格納容器内が過熱状態であると判断した場合には、溶融炉心が原子炉圧力容器に残存する場合の冷却の手順に着手する。この手順では、原子炉格納容器への注水、原子炉格納容器の圧力及び温度の監視、注水の停止等を1名により実施する。

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.の順に設定して明確化していること、b)可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水等の手順等について、送水車及び可搬型ホース等の配置、接続作業、炉心注水等を定め、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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等による必要な連絡手段を確保していること、e)可搬式代替低圧注水ポンプ等の運搬、接続等を行う作業環境（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①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、①a. の対策が第47条等要求事項イ)、①b. の対策が第47条等要求事項ロ)に対応するものであること、①c. の対策が第47条のうち、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、①a. からc. に掲げる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ことから、第47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、1次冷却系が低圧時に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. 蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作等による蒸気発生器2次側を用いた炉心冷却。このために、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 代替交流電源の確保及び代替炉心注水。そのため、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 代替設備を用いた代替再循環運転。このために、A格納容器スプレイポンプ（RHRSCSS連絡ライン使用）、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、B高圧注入ポンプ（海水冷却）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

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. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に用いる電動補助給水ポンプの駆動源、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）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。
- b. 電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）等は、2 次冷却系の除熱機能として必要な流量等を確保する。
- c. A 格納容器スプレイポンプ（RHRSCS 連絡ライン使用）等は、代替再循環運転に必要な流量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 電動補助給水ポンプは、その駆動源を空冷式非常用発電装置とし、主蒸気逃がし弁に手動操作用のハンドルを設けることにより、設計基準事故対処設備の電源であるディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を有していること、b) 電動補助給水ポンプの駆動源及び主蒸気逃がし弁は、ディーゼル発電機とは異なる区画に設置することにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図る設計とすること、c) A 格納容器スプレイポンプ（RHRSCS 連絡ライン使用）、A 格納容器スプレイ冷却器等は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等とは原子炉周辺建屋内において異なる区画に設置することにより位置的分散を図る設計と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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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. 全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去流量等により確認できない際、2 次冷却系の除熱に必要な復水ピットの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器 2 次側を用いた炉心冷却（注水）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 名で実施する。
- b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去流量等により確認できない際、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合には、主蒸

気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気発生器 2 次側を用いた炉心冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作を計 5 名により約 30 分で実施する。

- c. 余熱除去ポンプの故障等により再循環運転による原子炉への注水が余熱除去流量等にて確認できない場合には、A 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転の手順に着手する。この手順では、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水を計 2 名により、約 15 分で実施する。
- d. 運転停止中に、全交流動力電源喪失等により余熱除去系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、若しくは停止時 SR 中性子束高退避警報作動警報が発信した場合には、原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順に着手する。この手順では、退避指示、作業員の退域確認、エアロック閉止作業を計 2 名により、約 30 分で実施する。

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) A 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）等による代替再循環運転の手順等について、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水等を定め、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) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 携行型通話装置等による必要な連絡手段を確保していること、e) 現場で系統構成等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が有効性評価（第 37 条）において、1 次冷却系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を、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

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、1次冷却系が低圧時に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及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備するとしている。

(1) 重大事故等対処設備

① 対策と設備

申請者は、上記2.以外の設備として、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の炉心注水。そのため、高圧注入ポンプ、A、B充てんポンプ及び燃料取替用水ピットを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 代替炉心注水。このために、B充てんポンプ（自己冷却（※³⁹））等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

申請者は、①に掲げる重大事故等対処設備の主な設計方針として、炉心注入に用いる燃料取替用水ピットは、格納容器再循環サンプ等に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計としている。

規制委員会は、申請者の計画において、a)高圧注入ポンプ及びA、B充てんポンプは、その水源を燃料取替用水ピットとすることにより、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプに対して多様性を有していること、b)燃料取替用水ピットは原子炉周辺建屋に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプと位置的分散を図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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

(※³⁹) 申請者は、ポンプの軸受等を冷却するサポート系が喪失した場合、冷却水を自らのポンプ出口水から供給する方式のポンプについて、「設備名（自己冷却）」と表記している。（例：「充てんポンプ（自己冷却）」）

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. 余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ等により再循環運転を行っている際に、各ポンプの流量低下等により格納容器再循環サンプスクリーンに閉塞の兆候を確認した場合、同兆候が現れた際の手順に着手する。この手順では、格納容器内自然対流冷却の系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業を計3名により、約60分で実施する。また、燃料取替用水ピットへの水源からの補給操作、同タンクを水源とした原子炉への注水等を計2名により実施する。
- b. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を確認できない際、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、B充てんポンプ（自己冷却）の起動及び運転、原子炉への注水を計6名により、約84分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の炉心注水の手順等について、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水ピットへの補給、原子炉への注水の継続等を定め、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、b)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、d)格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水ピットへの補給、原子炉への注水の継続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等として自動的に位置付けた設備及び手順等を、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。

（2）その他の自主的対策設備

（2）－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、1次冷却系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 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合であって、N o. 2淡水タンクの水位が確保されており、かつ消火用として電動消火ポンプ等の必要のない場合、電動消火ポンプ等による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、原子炉への注水を計 3名により、約 40 分で実施する。
- ② 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合には、脱気器タンク水を用いた電動主給水ポンプ等による蒸気発生器への注水に着手する。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。
- ③ 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが使用できない場合には、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の起動及び蒸気発生器への注水を計 6名により、約 110 分で実施する。
- ④ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真密度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。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。
- ⑤ 主蒸気逃がし弁（手動）による 2 次冷却系からの冷却効果がなくなり、低温停止に移行する場合で、かつ、ポンプ車等により蒸気発生器への注水が確保されている場合には、主蒸気管ドレンライン使用による蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順は計 43 名により約 48 時間で実施する。

(2) - 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、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却する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. 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 B充てんポンプ（自己冷却）の機能喪失により、原子炉への注水を確認できない場合において、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）の起動及び運転、原子炉への注水を計 6名により約 85 分で実施する。
- ② 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、余熱除去設備

の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去流量等にて確認できない場合において、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、燃料取替用水ピット（重力注水）による代替炉心注水に着手する。この手順では系統構成、余熱除去ポンプ RWS ピット及び再循環サンプ側入口弁の開操作、燃料取替用水ピットからの重力注入による原子炉への注水を 2名により約 25 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
電動主給水ポンプ、脱気器タンク	常用系設備であるため、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十分ではないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)等	ポンプ吐出圧力が低いため、蒸気発生器 2 次側の圧力が低下しないと使用できないものの、補助給水ポンプの代替手段として、長期的な事故収束のための設備となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため、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十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して代替設備となり得る。
ポンプ車、送水車	可搬型ホースの接続作業等に時間を要するが、長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効な手段となり得る。
A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）(RHRSCSS 連絡ライン使用) 等	系統構成に時間要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく、炉心注水として有効な手段となり得る。
燃料取替用水ピット（重力注水）	燃料取替用水ピットの水頭圧が 1 次冷却材の圧力を下回った場合は炉心へ注水できない可能性があるものの、比較的早い代替炉心注水の手段となり得る。

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4)

8条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項関係)

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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(※⁴⁰)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をいう。

- イ) 炉心の著しい損傷等を防止するための重大事故防止設備。
- ロ) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、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。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) 上記イ)の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、位置的分散を図る設計とする。

申請者は、第48条等の要求事項に対応するため、タービン動補助給水ポンプ等により蒸気発生器2次側へ給水するとともに、主蒸気逃がし弁から蒸気を放出する蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。

(※⁴⁰) 申請者は、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は以下のとおりとしている。

・原子炉補機冷却水設備(原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器等)及び原子炉補機冷却海水設備(海水ポンプ等)による冷却機能

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁴¹）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 主蒸気逃がし弁から蒸気を放出するとともに蒸気発生器2次側へ給水する2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するための設備及び手順等。

② 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニット（※⁴²）による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。

③ 大容量ポンプを用いて代替補機冷却を実施するための設備及び手順等。

(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を含み、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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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、その対策として2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するとし、そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、主蒸気逃がし弁等を重大事故防止設備として位置付けるとしている。

(※⁴¹) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高压溶融物放出/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」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」、運転停止中の炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」をいう。

(※⁴²) 申請者は、格納容器内自然対流冷却時に、保有する格納容器再循環ユニットのうちA、D号機を使用するとしている。以下同じ。

規制委員会は、上記の対策が第48条等要求事項イ)、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、主な設計方針は、2次冷却系のフィードアンドブリードに用いるタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等は、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としている。

規制委員会は、申請者の計画において、a)蒸気発生器2次側による炉心冷却に用いるタービン動補助給水ポンプの駆動源を蒸気とし、電動補助給水ポンプの電源を代替電源からの給電とし、主蒸気逃がし弁はハンドルを設け手動操作とすることにより、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電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源又は電源について多様性を有すること、b)タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水ピット及び主蒸気逃がし弁は原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に設置し、c)蒸気発生器は原子炉格納容器内に設置することで制御建屋内の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冷却水冷却器と異なる建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備である海水ポンプと離れた位置に設置することにより位置的分散を図り、独立性を有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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第48条等要求事項ハ)に適合する設計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. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水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際に、復水ピットの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)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名により実施する。

- b. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確認された場合には、主蒸気逃がし弁(現場手動操作)による蒸気発生器 2 次側による炉心冷却(蒸気放出)の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計 5 名により約 30 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 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、b) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、d) 現場での手動操作等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことを確認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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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)等に適合する手順等を整備す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 48 条等要求事項イ)、ロ)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が第 48 条等要求事項ハ)に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 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 48 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、最終ヒートシンクへ熱を輸送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. 2 次冷却系のフィードアンドブリードを実施。そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 格納容器内自然対流冷却を実施。そのため、A、D 格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- c. 代替補機冷却を実施。そのため、大容量ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。

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. 格納容器内自然対流冷却に用いるA、D格納容器再循環ユニット等は、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。
- b. 代替補機冷却に用いる大容量ポンプ等は、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。

規制委員会は、申請者の計画において、a)格納容器内自然対流冷却に用いる大容量ポンプは駆動方式をディーゼル駆動とすることにより、設計基準事故対処設備である電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源について多様性を有していること、b) A、D格納容器再循環ユニットは原子炉格納容器内に設置すること、また、大容量ポンプは海水ポンプに対して離れた屋外に保管することにより、設計基準事故対処設備である海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して位置的分散を図り、独立性を有する設計と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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水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には、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続、系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計21名により約8時間で実施する。
- b. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水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には、大容量ポンプによる補機冷却水（海水）の通水による代替補機冷却の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続、系統構成等を計20名により約9時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続等、系統構成、通水作業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、b)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、d)大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

規制委員会は、申請者が有効性評価（第37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を、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

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、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多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり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回復させるための設備（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。

- ① 補助給水ポンプが使用できない場合には、脱気器タンク水を用いた電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。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 補助給水ポンプ及び電動主給水ポンプが使用できない場合には、復水ピットを水源とした蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発

生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の起動を計6名により、約110分で実施する。

- ③ 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、制御用空気圧縮機による代替空気供給に着手する。この手順は、計2名により約20分で実施する。
- ④ 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が受電され、復水器の真空度が維持されている場合には、タービンバイパス弁による蒸気放出に着手する。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。
- ⑤ 原子炉補機冷却水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、原子炉補機冷却水の通水が原子炉補機冷却供給母管流量等にて確認できない場合であって、非常用炉心冷却設備作動信号が発信している場合には、空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ代替補機冷却に着手する。この手順では、系統構成、通水作業等を計2名により、約35分で実施する。

(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回復させるための設備（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。

- ① 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水ができない場合には、復水ピットを水源とした、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の起動を計6名により、約110分で実施する。
- ② 主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失し、現場の環境が悪化し、中央制御室からの遠隔操作を実施する場合、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁作動用）による主蒸気逃がし弁の機能回復に着手する。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計2名により、約60分で実施する。
- ③ 制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより、制御用空気圧縮機が停止し駆動用空気が喪失した場合には、大容量ポンプを用いてB制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気逃がし弁機能回復に着手する。また、この手順では、可搬型ホースの接続、ディスタンスピースの取替え、大容量ポンプの起動等を計20名により、約9時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動主給水ポンプ等、脱気器タンク	常用系設備であるため、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十分ではないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)等	ポンプ吐出圧力が低いため、蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないものの、補助給水ポンプの代替手段として、長期的な事故収束のための設備となり得る。
タービンバイパス弁	常用系設備であるため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十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して代替設備となり得る。
所内用空気圧縮機	常用系設備であるため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十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。
空調用冷水ポンプ(A余熱除去ポンプ冷却用)	常用系設備であるため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十分ではないものの、原子炉補機冷却水の代替手段となり得る。
窒素ボンベ(主蒸気逃がし弁作動用)	窒素ボンベの容量から使用できる時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも、中央制御室からの遠隔操作が可能となり、運転員(当直員)等の被ばく低減となることから、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。
B制御用空気圧縮機(海水冷却)	系統構成に時間を要するものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。

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項関係)

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が、①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、②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を含み、

適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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をいう。

- イ) 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（※⁴³）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、格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、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) 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、格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、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) 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) 上記イ) 及びロ) の格納容器スプレイ代替注水設備は、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、位置的分散を図る設計とする。
申請者は、第49条等の要求事項に対応するため、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以下の設備及び手順等を整備する方針としている。

- ① A、D格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。
- ② 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。

(※⁴³) 申請者は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる機能は以下のとおりとしている。

・格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット、格納容器スプレイ冷却器による原子炉格納容器への注水機能

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁴⁴）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 A、D格納容器再循環ユニット等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。
- ② 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。

(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を含み、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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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、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. 格納容器内自然対流冷却。そのため、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。

(※⁴⁴) 有効性評価において、炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、格納容器破損防止対策のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高压溶融物放出/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」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」、運転停止中の炉心損傷防止対策のうち「全交流動力電源喪失」をいう。

- b. 代替格納容器スプレイ。そのため、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ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、上記 a. 及び b. の対策が第49条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第49条等要求事項ロ)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. 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、D格納容器再循環ユニットは、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。
- b. 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、D格納容器再循環ユニットは、それぞれ原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる設計とする。
- c. 原子炉格納容器内の放射性物質濃度を低下できる設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替格納容器スプレイに用いる恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、代替電源設備から給電することにより、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b)格納容器内自然対流冷却に用いるA、D格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、冷却方式が異なることから多様性を有していること、c)恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、D格納容器再循環ユニットは、それぞれ格納容器スプレイ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を図り、独立性を有すること、d)恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、炉心崩壊熱による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、e) A、D格納容器再循環ユニットは、格納容器内自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による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、f)代替格納容器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濃度を低下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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事

項)に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a.に掲げる重大事故等対処設備について、第49条等要求事項イ)、ハ)、①b.に掲げる重大事故等対処設備について、第49条等要求事項イ)、ロ)、ハ)に適合する設計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. 原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(196kPa[gage])以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、A、D格納容器再循環ユニットを用いる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計3名により、約60分で実施する。
- b. 原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(196kPa[gage])以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器へ注水されない場合及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下しない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び運転、原子炉格納容器への注水を計3名により、約30分で実施する。
- c. 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水が必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計12名により、約4時間で実施する。

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.の順に設定して明確化していること、b)格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプの起動等の手順等を定め、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)接続等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことを確認していること、d)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス

性を確保していること、e)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、①a. 及び b. の対策が第49条等要求事項イ)、ロ)、ハ)に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる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49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. 代替格納容器スプレイ。そのため、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 格納容器内自然対流冷却。そのため、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

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. 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、D格納容器再循環ユニットは、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。
- b. 恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、D格納容器再循環ユニットは、それぞれ原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる設計とする。
- c. 大容量ポンプは必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替格納容器スプレイに用いる恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、代替電源設備から給電されることから、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b)格納容器内自然対流冷却に用いるA、D格納容器再循環ユニットは、設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、冷却方式について多様性を有していること、c)恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ及びA、D格納容器再循環ユニットは、それぞれ格納容器スプレイポンプとは異なる区画に設置することによる位置的分散を図り、独立性を有すること、d)恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、炉心崩壊熱による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、e)A、D格納容器再循環ユニットは、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による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、f)大容量ポンプは、格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水をA、D格納容器再循環ユニットへ通水できるものであること、g)大容量ポンプは、3号炉及び4号炉で2セット2台（バックアップを含め合計3台（3号及び4号炉共用））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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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. 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、1次冷却材喪失事象が発生し、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（196kPa[gage]）以上であって、さらに原子炉格納容器へ注水されない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び運転、原子炉格納容器への注水を計3名により、約30分で実施する。
- b. 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水が必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注

水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計 12 名により、約 4 時間で実施する。

- c. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合には、大容量ポンプを用いた A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、A、D 格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計 21 名により、約 8 時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順着手の判断基準を明確化していること、b) 格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、可搬型ホースの運搬、接続作業等の手順等を定め、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) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 携行型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、e) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

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を、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

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、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多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり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 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上であり、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計3名により、約40分で実施する。

（2）サポート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 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計4名により、約75分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）等	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水に放射性物質が流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することはできないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。

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項関係)

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

1. 審査の概要

- (1) 第50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、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条等における「原子炉格納容器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をいう。
- イ) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット及びそれら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。
申請者は、第50条等の要求事項に対応するため、格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としている。
- (2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁴⁵）において、原子炉格納容器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、全交流動力電源喪失時における格納容器内自然対流冷却を実施するため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、原子炉格納容器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を含み、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を確認した。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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(※⁴⁵) 有効性評価において、格納容器破損防止対策をいう。

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、格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、A、D格納容器再循環ユニット、A、B原子炉補機冷却水ポンプ、A原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を新たに整備するとしている。

規制委員会は、上記の対策が第50条等要求事項イ）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、主な設計方針は、A、D格納容器再循環ユニット等は原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保することであるとしている。

規制委員会は、申請者の計画において、a) A、D格納容器再循環ユニットは、原子炉補機冷却水を通水することにより、格納容器内自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による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、b) 窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）は、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンク気相部を必要な圧力まで加圧できる容量を確保することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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として、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（196kPa [gage]）以上であり、格納容器スプレイ流量が確認できない場合には、格納容器内自然対流冷却の手順

に着手するとしている。この手順では、系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業を計3名により、約60分で実施するとしている。

規制委員会は、A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却について、a)系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水等の手順等を定め、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、b)系統構成、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことを確認していること、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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)等に適合する手順等を整備す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)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50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、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要となる対策として、全交流動力電源喪失時に格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、A、D格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、大容量ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしている。

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. A、D格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内の雰囲気を除熱できる容量を確保する。
- b. 大容量ポンプは、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) A、D格納容器再循環ユニットは、原子炉補機冷却水を通水することにより、格納容器内自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による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、b) 大容量ポンプは、3号炉及び4号炉で同時に格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水をA、D格納容器再循環ユニットへ通水できるものであること、c) 大容量ポンプは、3号炉及び4号炉で2セット2台（バックアップを含め、合計3台（3号及び4号炉共用））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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合に、原子炉補機冷却水の通水を原子炉補機冷却水供給母管流量計等にて確認できない場合には、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプの配置及び可搬型ホースの接続、A、D格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計21名により、約8時間で実施する。

規制委員会は、格納容器内自然対流冷却について、a) 大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続等、通水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、b) 大容量ポンプの配置、可搬型ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備す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を、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. 自主的対策のための設備及び手順等

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、原子炉格納容器の過圧破損を防止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、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合、喪失した場合のそれについて、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための多様性拡張設備及び手順等として、以下のことおり整備するとしている。

(1) 重大事故等対処設備

① 対策と設備

申請者は、上記2.以外の設備として、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備するとしている。

- a. 格納容器スプレイ。そのため、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピットを重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 代替設備を用いた代替格納容器スプレイ。そのため、燃料取替用水ピット及び復水ピットを重大事故等対処設備として位置付け、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧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。

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. 恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは、原子炉格納容器内の雰囲気の冷却に必要な容量を確保する。
- b. 燃料取替用水ピット及び復水ピットは、必要な容量を確保する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプは代替格納容器スプレイとして原子炉格納容器内の雰囲気の冷却に必要な容量を確保すること、b)代替格納容器スプレイの水源である燃料取替用水ピット及び復水ピットは、原子炉格納容器へ

の注水量に対し、海水を水源とした可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに切り替えるまでの間に必要な容量を確保することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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. 原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値 (196kPa[gage]) 以上で格納容器スプレイポンプが起動していないことを格納容器スプレイ流量等により確認した場合、かつ、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。
- b. 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力 (392kPa[gage]) 以上で格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器への注水が確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下しない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び運転、原子炉格納容器への注水を計3名により、約30分で実施する。
- c. 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水が必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計12名により、約4時間で実施する。

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.の順に設定して明確化していること、b)格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ等について格納容器スプレイの実施、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧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、c)接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)

ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、申請者が原子炉格納容器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自主的に位置付けた設備及び手順等を、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。

(2) その他の自主的対策設備

(2) - 1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備（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 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉格納容器への注水が確認されない場合であって、No.2淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、原子炉格納容器への注水を計3名により、約40分で実施する。

(2) - 2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備（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 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉格納容器への注水ができない場合であって、No.2淡水タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動及び運転、原子炉格納容器への注水を計3名により、約40分で実施する。
- ② ディーゼル消火ポンプの故障等により原子炉格納容器への注水が確認できない場合であって、燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレ

イに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計4名により、約75分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。

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項関係）

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、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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をいう。
- 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、上記の設備及び手順等については、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の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。

ニ) 上記イ) の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) 上記イ) の設備は、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 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。

② 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。

③ 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる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を行う炉心注水を実施するための手順等。

④ A格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) 又は恒設代替低圧注水ポンプによる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を行う代替炉心注水を実施するための手順等。

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）（※⁴⁶）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、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するため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を含み、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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以

(※⁴⁶) 有効性評価において、格納容器破損防止対策をいう。

外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ。そのために、格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための代替格納容器スプレイ。そのために、恒設代替低圧注水ポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 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炉心注水。そのために、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- d. 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代替炉心注水。そのために、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）、B充てんポンプ（自己冷却）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプ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、上記 a. 及び b. の対策が第51条等要求事項イ)、上記 c. 及び d. の対策が第51条等基準要求ロ) 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. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイポンプ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。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。さらに、

格納容器スプレイ水は溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。

- b. 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恒設代替低圧注水ポンプは、高圧注入ポンプ等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、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) 恒設代替低圧注水ポンプは、代替電源設備から給電されるため、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、b) 恒設代替低圧注水ポンプは設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプが設置されている原子炉周辺建屋の異なる区画に設置されることにより設計基準事故対処設備に対する位置的分散を図り、独立性を有すること、c) 恒設代替低圧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の空冷式非常用発電装置から給電が可能な設計とすること、d) 格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下部フロアまで流下し、さらに連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備について、第51条等要求事項ニ) 及びホ) に適合する設計方針であることを確認した。

なお、申請者の計画においては、原子炉格納容器下部注水設備として可搬型の設備を重大事故等対処設備としていないことから第51条等要求事項ハ) に適合する必要はない。

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。

③-1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

- a. 炉心が損傷し、格納容器再循環サンプ広域水位が 61%未満の場合において、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット

の水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を 1 名により実施する。

- b. 格納容器再循環サンプ広域水位が 61%未満であり、格納容器スプレイポンプの故障等（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を含む。）により原子炉格納容器への注水が確認できない場合において、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動操作等を計 3 名により、約 30 分で実施する。

③－2 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

- a. 炉心が損傷し、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を 1 名により実施する。
- b. 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、A 格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、A 格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) の起動操作等を計 2 名により、約 20 分で実施する。
- c. A 格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) の故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、充てんポンプによる炉心注水の手順に着手する。この手順は、中央制御室での通常の運転操作を 1 名により実施する。
- d. 充てんポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、恒設代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計 4 名により、約 30 分で実施する。
- e. 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おいて、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合には、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の

手順に着手する。この手順では、系統構成、B充てんポンプ（自己冷却）の起動等を計6名により、約84分で実施する。

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溶融炉心の冷却のための手順として③-1a.、b.の順に、また、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手順として、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は③-2a.、b.、c.、d.の順に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は③-2d.、e.の順に設定して明確化していること、b)代替格納容器スプレイ、代替炉心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)作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保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、申請者が①a.からd.に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記③-2の手順等が第51条等要求事項口）に対応するものであることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a.及びb.の対策が第51条等要求事項イ）に、①c.及びd.の対策が第51条等要求事項ロ）に対応するものであること、①a.及びb.に掲げる重大事故等対処設備が第51条等要求事項ニ）、ホ）に適合する設計方針であること、①a.からd.に掲げる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51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溶融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる格納容器下部への注水を必要な対策としている。この対策は、（1）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る。また、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。

よって、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溶融炉心を冷却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を、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

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備するとしている。

（1）交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を代替するための設備及び手順等

① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備（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。

- a. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要なNo. 2淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計3名により、約40分で実施する。
- b. 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器へのスプレイが必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計12名により、約4時間で実施する。

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

申請者は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、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機能を回復する設備（表IV-4, 8-2 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉へ注水するために必要なN o. 2 淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計3名により、約40分で実施する。
- b. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計13名により、約4時間で実施する。

（2）全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を代替するための設備及び手順等

① 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備（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。

- a. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要なN o. 2 淡水タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動等を計3名により、約40分で実施する。
- b. 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉格納容器への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合には、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の起動等を計4名により、約75分で実施する。

- c. 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器へのスプレイが必要となった場合には、併せて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉格納容器への注水を計 12 名により、約 4 時間で実施する。

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

申請者は、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、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機能を回復する設備（表IV-4, 8-2 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- a. B 充てんポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）の起動等を計 6 名により、約 85 分で実施する。
- b. A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉格納容器へ注水するために必要な N o. 2 淡水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動等を計 3 名により、約 40 分で実施する。
- c. A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS 連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合には、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、可搬式代替低圧注水ポンプの起動及び原子炉への注水を計 13 名により、約 4 時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
(落下溶融炉心の冷却)**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
可搬式代替低圧注水ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく原子炉下部キャビティへの注水が見込める手段となり得る。

**表IV-4. 8-2 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
(溶融炉心の落下の遅延又は防止)**

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
可搬式代替低圧注水ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
A 格納容器スプレイポンプ（自己冷却） (RHRSS-CSS 連絡ライン使用) 等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく炉心注水として有効な手段となり得る。

**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項関係）**

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自

主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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による爆発(以下「水素爆発」という。)による破損を防止する必要がある場合には、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) PWR のうち必要な場合には、水素濃度制御設備及び手順等。

ロ) 水素ガス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、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。

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) 上記イ) からハ) の設備は、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) 炉心の著しい損傷後、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 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するためのPAR等及び手順等。

② 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するためのイグナイタ等及び手順等。

③ 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための可搬型格納容器水素ガス濃度計等及び手順等(※⁴⁷)。

④ 上記設備のための代替電源設備(空冷式非常用発電装置等)及び手順等(※⁴⁸)。

(※⁴⁷) 原子炉補機冷却機能が喪失した場合にサンブルガスの海水冷却に用いる大容量ポンプ等に関する手順等については、「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」及び「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」において整理。

(※⁴⁸) 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。

(2) 申請者は、有効性評価（第37条）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 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備及び手順等。
- ② 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備及び手順等。
- ③ 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を含み、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を確認した。

なお、規制委員会は、申請者が更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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するとしている。

- a. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR温度監視装置を新たに整備する。(5基)
- b. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、イグナイタ及びイグナイタ温度監視装置を新たに整備する。(13個及び予備1個)
- c. 原子炉格納容器内の水素濃度の監視。そのために、可搬型格納容器水素ガス濃度計、格納容器水素ガス試料冷却器用可搬型冷却水ポンプ、可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置等を新たに整備する。

規制委員会は、上記a.及びb.の対策が第52条等要求事項イ)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。

なお、水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、第52条等要求事項ロ)に対応する対策はない。

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. 水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- b. 水素濃度制御のための設備は、適切な位置に配置され、水素濃度を低減できる設計とする。
- c. 水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) PAR 及びイグナイタは、作動時の水素燃焼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、それぞれの温度監視装置は水素処理能力へ悪影響を及ぼさない設計とすること、水素濃度を計測するための可搬型格納容器水素ガス濃度計等は通常時には接続先の系統から分離され重大事故等発生時には系統構成可能とすること並びに設置場所にて固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、b) PAR は、水素の効率的な低減を考慮して原子炉格納容器内に分散させた配置とし、水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても水素濃度を低減できる設計とすること、イグナイタは、水素を計画的に燃焼させ、水素濃度ピークを抑制するため、水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路及び上部ドーム部に配置する設計とすること、c) PAR 温度監視装置、イグナイタ、イグナイタ温度監視装置、可搬型格納容器水素ガス濃度計等は代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電に対応した設計とすること、d) イグナイタの 2 系統の電源設備はそれぞれ異なる区画に設置することで互いに位置的分散を図り、独立した設計とし、また、電気ペネトレーションは互いに位置的分散を図り、独立した設計とすることを確認した。

上記 a.、b. 等の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、上記 c. の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第 52 条等要求事項二）を満たす設計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. PAR は、原子炉格納容器内の水素濃度上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。炉心出口温度等により炉心損傷発生と判断した場合には、作動状況確認の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電(※⁴⁹)を確認した後に手順に着手する。この手順は、中央制御室において 1 名により行う。
- b. 非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合には、イグナイタによる水素濃度低減の手順に着手する。全交流動力電源が喪失した場合には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する。この手順では、イグナイタの起動及び作動状況の確認を中央制御室において 1 名により行う。
- c. 炉心出口温度 350°C以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)の指示が $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ 以上に到達した場合には、可搬型格納容器水素ガス濃度計による原子炉格納容器内水素濃度の監視の手順に着手する。この手順では、計測装置の接続、系統構成等を計 2 名により、約 50 分で実施する。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ついても、計 2 名により約 50 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 水素濃度低減の手順等を明確化していること、b) 水素濃度測定の手順等について、機器の運搬、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こと、c) ヘッドライト等により夜間等でのアクセシビリティを確保していること、d) 事故環境下でも使用可能な携行型通話装置等の連絡手段を確保していること、e) 操作エリアにおいて通常運転状態と同等の室温が確保され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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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)等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、上記 c. の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、第 52 条等要求事項(手順等)を満たす手順等を整備する

(※⁴⁹) 「IV-4. 1.4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」より、代替電源である空冷式非常用発電装置等からの給電の準備に要する時間は約 20 分である。さらに、有効性評価では事象発生時の状況判断のための 10 分間を考慮し、代替電源からの給電開始を事象発生の約 30 分後としている。

方針であることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が、第52条等要求事項イ)、ハ)、ニ) 及びホ) に対応するものであること、また、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52条等に適合するものと判断した。

なお、水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、第52条等要求事項ロ) に対応する対策はない。

(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、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水素濃度の低減、水素濃度の監視、及びそれらの設備への代替給電としている。これらの対策は（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る。また、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。

よって、規制委員会は、申請者が有効性評価（第37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を、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

申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、原子炉格納容器内の水素濃度監視手段の多様性を拡げるための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備するとしている。

(1) 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備及び手順等

申請者は、原子炉格納容器内水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。

- a. 炉心損傷が発生し可搬型格納容器水素ガス濃度計による監視ができない場合であって、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合には、ガスクロマトグラフ等による原子炉格納容器内水素濃度の監視に着手する。この手順は、格納容器雰囲気ガスを試料採取管に採取し、化学室における手分析で間欠的に水素濃度を計測するものであり、現場対応の計

4名により、約70分で実施する。制御用空気及び原子炉補機冷却水の供給機能が喪失している場合についても、計4名により約70分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

表IV-4.9-1 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
ガスクロマトグラフ等	事故初期の放射線量が高い環境下での使用が困難であり、また、中央制御室からの監視に対応していないものの、事象が長期的に安定した場合に可搬型格納容器水素ガス濃度計の代替設備となり得る。

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項関係）

本節では、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を確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、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をいう。

イ) 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。）。その設備により、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。

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) 上記イ) 及びロ) の設備は、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 水素排出及び放射性物質低減のためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等及び手順等。

② 水素濃度を測定し監視するためのアニュラス水素濃度計等及び手順等。

③ 上記設備のための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等（※⁵⁰）。

(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を確認した。

なお、規制委員会は、申請者が更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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. アニュラス空気浄化設備を用いたアニュラスからの水素排出（アニュラス内に水素が滞留しない設計とすることにより水素爆発を防止すること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とすることにより放射性物質を低減することを含む）。そのために、アニ

(※⁵⁰) 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。

ュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ボンベ（代替制御用空気供給用）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。

- b. アニュラス内の水素濃度監視設備を用いたアニュラス水素濃度測定及び監視。そのために、アニュラス水素濃度計、空冷式非常用発電装置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、上記 a. の対策が第 53 条等要求事項イ)、上記 b. の対策が第 53 条等要求事項ロ) 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. アニュラス空気浄化ファン等は、設計基準事故対処設備としての機能を使用することによりアニュラス内の水素を屋外に排出することができるため、設計基準事故対処設備としての仕様と同じとするが、原子炉格納容器内の水素濃度低減機能等と相まって、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できる排出容量を確保する。
- b. アニュラス水素濃度計は、アニュラス内の水素濃度の測定ができる計測範囲とする。
- c. アニュラス空気浄化ファン、アニュラス水素濃度計等は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a) アニュラス空気浄化ファン等は、格納容器破損防止対策の有効性評価に用いている格納容器漏えい率(0.16%/日)等を条件として評価した結果により、アニュラス内水素濃度を可燃限界未満とすることができます排出容量を確保していること、b) アニュラス水素濃度計は、計測誤差を考慮した上で、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、c) アニュラス空気浄化ファン、アニュラス水素濃度計等は代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電に対応した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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、上記 c. の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する

重大事故等対処設備について、第53条等要求事項ハ)を満たす設計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. 非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合には、交流動力電源及び直流電源が健全な場合のアニュラス空気浄化ファン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、アニュラス空気浄化ファン自動起動の中央制御室での確認等を1名により実施する。
- b. 全交流動力電源又は直流電源の喪失と判断した場合には、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合のアニュラス空気浄化ファン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、現場での代替空気(窒素)供給ホースの接続作業、水素排出のための系統構成、アニュラス空気浄化ファンの起動等を計2名により、約45分で実施する。
- c. 炉心出口温度等により炉心の著しい損傷が発生したと判断した場合には、アニュラス水素濃度計による水素濃度測定の手順に着手する。この手順は、中央制御室において1名により実施する。

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)空気供給操作等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことを確認していること、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセスを確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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)等に適合する手順等を整備す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)からハ)に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が第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53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

申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、原子炉建屋等の水素濃度監視手段の多様性を拡げるための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備するとしている。

(1) 原子炉建屋等の水素濃度を監視するための設備及び手順等

申請者は、アニラス水素濃度推定のための設備(表IV-4.10-1参照。)を用いた手順等として、アニラス水素濃度計による水素濃度の監視ができない場合には、可搬型格納容器水素ガス濃度計、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)、排気筒高レンジガスモニタ等によるアニラス水素濃度推定に着手するとしている。この手順では、中央制御室での推定及び監視を1名により実施するとしている。

以上により、規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
可搬型格納容器 水素ガス濃度 計、格納容器内 高レンジエリア モニタ(高レン ジ)、排気筒高レ ンジガスモニタ 等	排気筒高レンジガスモニタは耐震性が十分ではないものの、設備が健全である場合は、アニラス部の水素濃度を推定する設備となり得る。

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項関係)

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が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

1. 審査の概要

(1) 第54条等の第1項は、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失(以下「想定事故1」という。)し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因(以下「想定事故2」という。)により当該使用済燃料貯蔵槽の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条等の第2項は、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条等における「想定事故1」又は「想定事故2」に対する「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)及びその手順等。

大量の水の漏えいその他の要因による水位の異常な低下に対する「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。

ロ) 可搬型スプレイ設備(スプレイヘッダ、スプレイライン、ポンプ等)及びその手順等。

ハ) 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その手順等。

さらに、使用済燃料貯蔵槽の監視のための以下の設備及び手順等を整備するとしている。

ニ) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率を測定するための設備及びその手順等。

ホ) 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その手順等。

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。

ヘ) 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ことであること。

ト) 上記ロ) のスプレイ設備は、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。

さらに、上記ニ) については、以下の措置を行うとしている。

チ) 上記ニ) 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。

リ) 上記ニ) の計測設備は、交流又は直流電源が必要な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 使用済燃料ピットへの代替注水のための送水車等及び手順等。

② 使用済燃料ピットへのスプレイのための送水車及びスプレイヘッダ等並びに手順等。

③ 原子炉周辺建屋(貯蔵槽内燃料体等)への放水のための大容量ポンプ(放水砲用)及び放水砲等並びに手順等(※⁵¹)。

④ 状態監視設備(使用済燃料ピット温度、水位等を監視するための計測設備)及び手順等。

⑤ 状態監視設備に給電するための代替電源設備(空冷式非常用発電装置等)及び手順等(※⁵²)。

(2) 申請者は、有効性評価(第37条)において、「想定事故1」及び「想定事故2」における燃料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 使用済燃料ピットへの代替注水を行うための設備及び手順等。

② 使用済燃料ピットを監視するための設備及び手順等。

③ 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、使用済燃料ピット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を含み、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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以

(※⁵¹) 放水砲等を用いた使用済燃料ピットへの放水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。

(※⁵²) 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。

外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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するとしている。

- a. 使用済燃料ピットへの代替注水。そのために、送水車等を新たに整備する。
- b. 使用済燃料ピットへのスプレイ注水及び原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水砲等による放水。そのために、送水車、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等を新たに整備する。
- c. 使用済燃料ピットの状態監視。そのために、使用済燃料ピット水位計（AM用）（※⁵³）、可搬式使用済燃料ピット水位計（※⁵³）、使用済燃料ピット温度計（AM用）（※⁵³）、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ等を新たに整備する。

規制委員会は、上記a.の対策が第54条等要求事項イ)に、b.の対策が同ロ)及びハ)に、c.の対策が同ニ)及びホ)に対応するものであることを確認した。

なお、申請者は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合の未臨界の維持について、詳細な成立性の説明をしていなかった。このため、規制委員会は、未臨界を維持できる根拠について、詳細な説明を求めた。これに対し、申請者は、燃料の燃焼度及び濃縮度による貯蔵領域を設定して実効増倍率を定量的に評価し、未臨界を維持できることを示し、使用済燃料ピット内の燃料の移動時及び移動後の保管のいずれにおいても、未臨界であることを確認している条件（燃焼度及び濃縮度）で管理するとした。規制委員会は、これにより、未臨界を維持する条件で管理されることを確認した。

② 重大事故等対処設備の設計方針

(※⁵³) 申請者が用いている水位計及び温度計の名称は使用済燃料ピット水位（AM用）、可搬式使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度（AM用）であるが、本節では計測器であることがわかるように水位計、温度計と記載している。

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ことおりとしている。

- a. 送水車等による代替注水は、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、位置的分散を図る設計とする。
- b. 使用済燃料ピットへの代替注水設備及び状態監視設備は他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- c. 代替注水設備は、使用済燃料ピットの冷却設備又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、使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、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。
- d. スプレイ設備は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備によつても水位が使用済燃料ピット出口配管下端より低く、かつ、水位の低下が継続する場合に、燃料損傷の進行を緩和できる設計とする。
- e. 状態監視設備は、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。
- f. 状態監視設備は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)代替注水に使用する送水車は、軽油燃料で運転可能であり、海水を水源とすることで、設計基準対象施設の注水設備である燃料取替用水ポンプ等に対して多様性を有し、また、これらを離れた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こと、b)ポンプ類、発電機類、水位計、温度計、線量率計等は他の設備に悪影響を及ぼさないよう通常運転時には系統から分離可能な設計とすること、c)送水車等が必要な水位を維持するために必要な容量を有すること、d)燃料損傷を緩和するため、スプレイ設備は使用済燃料ピット全域に必要な流量でスプレイできる設計とすること、e)使用済燃料ピット水位計(AM用)の測定可能範囲を可搬式使用済燃料ピット水位計で補うなどして、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、f)状態監視設備は代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電に対応した設計とすることを確認した。

上記a.、b.等の確認から、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）を満たす措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、上記c.からf.の確認から、規制委員会は、申請者が①に従って整備する重大事故等対処設備について、第54条等要求事項へ)からリ)

を満たす設計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. 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が 50°Cを超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に E.L. + 33.06m 以下まで低下した場合であって、かつ燃料取替用水ピット及びNo. 3 淡水タンクの機能が喪失した場合又は燃料取替用水ピット及びNo. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水を実施しても水位低下が継続する場合には、送水車等による使用済燃料ピットへの注水の手順に着手する。この手順では、送水車、可搬型ホース等の配置、系統構成等を計 5 名により約 2.7 時間で実施する。
- b. 使用済燃料ピット水位が E.L. + 31.79m (使用済燃料ピット出口配管下端) 以下に低下し、かつ、水位低下が継続する場合には、送水車等による使用済燃料ピットへのスプレイのための手順に着手する。この手順では、送水車、可搬型ホース等の配置、接続作業、送水車の起動、使用済燃料ピットへのスプレイ等を計 7 名により約 2 時間で実施する。
- c. 重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料ピット水位計 (AM 用)、使用済燃料ピット温度計 (AM 用) 及び使用済燃料ピット監視カメラ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。使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が 50°Cを超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に E.L. + 33.06m 以下まで低下した場合には、可搬式使用済燃料ピット水位計及び可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ等を用いた使用済燃料ピットの状態監視のための手順に着手する。この手順では、可搬型設備の運搬、設置、接続等を計 4 名により約 2 時間で実施する。また、交流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後に可搬型設備の指示を確認する。

規制委員会は、申請者の計画において、a) 手順の着手条件を明確化していること、b) 送水車等による代替注水の手順等について、可搬型ホース等の運搬、接続作業、注水等を定め、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) 可搬型重大事故等対処設備の保管場所、運搬ルート、設置エリア周辺には作業を行う上で支障となる設備がないこと、d) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、e) 携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保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、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等を満たす手順等を整備する方針であることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備及び手順等が、第54条等要求事項イ）からリ）に対応するものであること、また、第43条等に従って適切に整備す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。

（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、「想定事故1」及び「想定事故2」に対する対策を、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視、及びそれらの設備への代替給電としている。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る。また、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。

よって、規制委員会は、申請者が有効性評価（第37条）において、使用済燃料貯蔵槽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を、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

申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、使用済燃料ピットへの代替注水、状態監視及び漏えい抑制のための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備するとしている。

（1）使用済燃料ピットへの代替注水のための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピット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を以下のとおりとしている。

- ① 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失し

た場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が 50°Cを超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に E.L. +33.06m 以下まで低下した場合には、燃料取替用水ピット等による使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、注水操作を 1名により約 20 分で実施する。

- ② 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が 50°Cを超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に E.L. +33.06m 以下まで低下した場合には、N o. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、使用済燃料ピットへの注水を 1名により約 25 分で実施する。
- ③ 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合、若しくは使用済燃料ピットの水温が 50°Cを超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に E.L. +33.06m 以下まで低下した場合であつて、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認した場合には、N o. 2 淡水タンク（屋内消火栓）から使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、可搬型ホースの準備、敷設、使用済燃料ピットへの注水を計 2名により約 60 分で実施する。
- ④ 使用済燃料ピットポンプの計画外全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピットの水温が 50°Cを超える場合、又は使用済燃料ピット水位が E.L. +33.06m 以下まで低下した場合には、1 次系補給水ポンプによる 1 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、使用済燃料ピットへの注水を計 3名により約 60 分で実施する。

（2）使用済燃料ピットの空間線量率を測定するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットの空間線量率を測定するための設備（表IV-4. 1 1-1 参照。）を用いた手順等に関し、使用済燃料ピット区域エリアモニタは通常時から使用している設備であり、重大事故等発生時において既に使用可能な状態にあるとしている。

（3）使用済燃料ピットの水位及び温度を測定するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットの水位及び温度を測定するための設備（表IV-4. 1 1-1 参照。）を用いた主な手順等に関し、常設及び可搬型の使用済燃料ピット水位等が故障した場合には、携帯型水位計等により水位を測定している。

(4) 使用済燃料ピットからの水の漏えいを抑制するための設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいを抑制するための設備（表IV-4.11-1 参照。）を用いた手順等に関し、使用済燃料ピット水位が E. L. +31.79m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下となり、かつ水位低下が継続する場合には、使用済燃料ピットにおいて、鋼板、ゴムシート、ロープ（吊り降ろし用）等を用いた水の漏えい抑制に着手するとしている。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計4名により約2時間で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
燃料取替用水ピット等	燃料取替用水ピット等は、事故時に原子炉等へ注水する必要がある場合に水源として使用すること、定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから、必要な水量が確保できない場合があるが、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。
No. 3淡水タンク等	No. 3淡水タンク等は、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、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。
No. 2淡水タンク等	消火を目的とする設備であるため、重大事故等対処設備として信頼性は十分ではないものの、使用済燃料ピットへの注水の代替手段となり得る。
1次系補給水ポンプ、1次系純水タンク	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、使用済燃料ピットへ注水できる場合には有効である。
使用済燃料ピット区域エリアモニタ	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、重大事故等の発生直後から空間線量率を把握する手段として有効である。
使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計	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、使用済燃料ピットの状態を把握する手段として有効である。
携帯型水位計、携帯型水温計、携帯型水位、	使用済燃料ピットに接近可能な場合にしか使用できないものの、使用済燃料ピットの状態を把握する手段と

水温計	して有効である。
ゴムシート、鋼板、防水テープ、吸水性ポリマー、補修材、ロープ (吊り降ろし用)	漏えい箇所により漏えいを抑制できない場合があり、また、プラントの状態によって、使用済燃料ピットへ近づけない場合があるが、使用できれば漏えい抑制として有効である。

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項関係）

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申請者が計画する設備及び手順等について、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確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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のこと。

ホ) 放水設備は、複数の原子炉施設の同時使用を想定し、発電所内原子炉施設基數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 原子炉格納容器及びアニュラス部（以下「原子炉格納容器等」という。）

又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水するための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等の設備及び手順等。

- ② 海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための設備及び手順等。
- ③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲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を確認した。

なお、規制委員会は、申請者が自主的に(1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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するとしている。

- a. 放水設備を用いた屋外から原子炉格納容器等又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水。そのために、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、送水車、スプレイヘッダ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 原子炉格納容器等又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水による海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、シルトフェンス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、上記a.の対策が第55条等要求事項イ)、上記b.の対策が第55条等要求事項ロ)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. 大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲は、海を水源とし、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉格納容器等又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水できるとともに原子炉格納容器の最高点である頂部に放水できる容量を有する設計とする。大容量ポンプ（放水砲用）は、3号炉及び4号炉の同時使用を想定し、2台接続することで3号炉及び4号炉の両方に同時に放水できる容量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット2台、バックアップ用として1台の合計3台、放水砲は、3号炉及び4号炉の同時使用を想定し、3号炉及び4号炉で1セット2台、バックアップ用として1台の合計3台を保管する。
- b. 海を水源とした送水車及びスプレイヘッダは、車両等により運搬、移動でき、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有する設計とする。送水車は、3号炉及び4号炉それぞれ2セット2台、バックアップ用として1台の合計5台を保管する。スプレイヘッダは、3号炉及び4号炉それぞれ1セット2個の使用を想定し、2セット4個、バックアップ用として1セット2個の合計6個を保管する。
- c. 大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器による原子炉格納容器周辺への泡消火は、泡消火剤と混合しながら放水できる設計とする。また、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉格納容器周辺に向けて放水できる設計とする。泡混合器は、3号炉及び4号炉で1セット1台、バックアップ用として1台、合計2台を保管する。
- d. 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、4箇所の設置場所に各2組、バックアップ4組の合計12組とする。

規制委員会は、申請者の計画において、a)大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉格納容器の頂部まで放水できること、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等は、車両等により運搬、移動できるため、原子炉格納容器等又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に対して、複数の方向から放水できること、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲、送水車及びスプレイヘッダの保有数は、3号炉及び4号炉の同時使用を想定し、それぞれ、原子炉基数の半数以上を保管すること、

b) 航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡混合器により泡消火剤を混合し、放水砲による泡消火ができる仕様であることを確認した。

なお、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、発電所から海洋への流出箇所の取水路側と放水路側にシルトフェンスを設置し、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、申請者が①に掲げる設備を用いた重大事故等対処設備について第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、①に掲げる重大事故等対処設備について、第55条等要求事項ハ)、ニ)、ホ)に適合する設計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. 炉心出口温度が 350°C以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ 以上になり、原子炉格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量等で確認できない場合には、原子炉格納容器等への放水の手順に着手する。この手順では、大容量ポンプ（放水砲用）を取水箇所周辺に配置し、水中ポンプと大容量ポンプ（放水砲用）吸入口を可搬型ホースで接続し、大容量ポンプ（放水砲用）から放水砲まで可搬型ホースを敷設後、大容量ポンプ（放水砲用）を起動し、放水砲により放水開始するまでの作業を計 12 名により約 3.5 時間で実施する。
- b. 使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E. L. + 31.79m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続しており、さらに原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値上昇により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけないと判断される場合には、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水の手順に着手する。この手順では、放水砲の放水先が原子炉格納容器等から原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に変わるものでその他の手順は上記 a. の場合と同様である。
なお、使用済燃料ピットへのスプレイの本操作手順は、「IV-4. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」において確認する。

- c. 送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）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と判断した場合には、併せて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、シルトフェンスを海上に降ろし、シルトフェンスの両端をアンカーに固定し、1層目シルトフェンスを計12名により約2時間で展張する（取水路側2箇所、放水路側2箇所）。1層目シルトフェンスの設置が完了した後、同様の方法で2層目シルトフェンスを展張する作業（取水路側2箇所、放水路側2箇所）を計12名により約2時間で実施する。
- d. 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉格納容器周辺への泡消火を行うための手順に着手する。この手順では、大容量ポンプ（放水砲用）を取水箇所周辺に配置し、水中ポンプと大容量ポンプ（放水砲用）の吸込口を可搬型ホースで接続し、大容量ポンプ（放水砲用）及び泡混合器を起動し、放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計12名により約3.5時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画において、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲等により、原子炉格納容器等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格納容器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、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、トランシーバー等の必要な連絡手段を確保していること、大容量ポンプ（放水砲用）等の移動、接続等を行う作業環境（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①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備す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、上記①a. の対策が第55条等要求事項イ)、上記①b. の対策が第55条等要求事項ロ)に対応するものであること、①a. に掲げる重大事故等対処設備が第55条等要求事項ハ)、ニ)、ホ)に適合する設計方針であること、①a. 及び b. に掲げる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55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

申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、海洋への拡散放射性物質の拡散抑制、航空機衝突による航空機燃料火災等時に泡消火を実施するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしている。

(1) 海洋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

申請者は、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備（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 送水車及びスプレイヘッダ又は大容量ポンプ（放水砲用）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と判断した場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するために排水路への吸着剤の設置に着手する。この手順では、吸着剤を現場に運搬し、放水路側、取水路側、側溝の順に配置する作業を計 22 名により約 12 時間で実施する。

(2) 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、泡消火を実施することによって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、大容量ポンプ（放水砲用）等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃による泡消火に着手する。この手順では、水源となる消火栓（No. 2 淡水タンク）近傍に小型動力ポンプ付水槽車を設置し、可搬型ホースにより水源と小型動力ポンプ付水槽車を接続し、さらに消火活動場所に配置された化学消防自動車等と可搬型ホースで接続し、中型放水銃等による泡消火を開始する。以上の作業を計 7 名により約 20 分で実施する。水源として他の防火水槽等を用いた場合も同様な手順である。
- ② 航空機燃料火災が発生した場合には、送水車（消火用）及び中型放水銃による泡消火に着手する。この手順では、水源となる消火栓近傍に送水車（消火用）を設置し、可搬型ホースを中型放水銃と接続し、中型放水銃による泡消火を開始する。以上の作業を計 7 名により約 30 分で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
放射性物質吸着剤	吸着剤を設置するために約12時間要するものの、放射性物質の吸着効果が期待でき、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための設備となり得る。
化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車、泡消火剤等搬送車、送水車（消火用）、中型放水銃等	大容量ポンプ（放水砲用）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、アクセス道路及び航空機燃料飛散による建屋への延焼拡大を防止するための設備となり得る。

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項関係）

本節では、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、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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「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」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。

ニ) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。

また、上記イ)、ロ)、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。

ホ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。

ヘ) 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。

ト) 水の供給が中断することがないよう、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 蒸気発生器2次側へ注水するための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。

② 炉心注水をするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。

③ 格納容器スプレイをするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。

④ 格納容器再循環サンプルを水源とする代替再循環運転をするための設備及び手順等。

⑤ 使用済燃料ピットへ水を供給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、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を整備する方針は（1）の第56条等で掲げる重大事故等対処設備及び手順等を整備する方針と同じであるとしている。

(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を含み、第56条等と同じく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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）以

外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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を整備するとしている。

- a. 1次冷却系のフィードアンドブリード。そのために、燃料取替用水ピット、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。
- b. 復水ピットへの海水の補給。そのために、送水車及び軽油ドラム缶を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- c. 燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替及び復水ピットからの代替炉心注水又は代替格納容器スプレイ。そのために、復水ピット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、恒設代替低圧注水ポンプ、空冷式非常用発電装置、重油タンク及びタンクローリーを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 燃料取替用水ピットから海水への水源切替。そのために、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、仮設組立式水槽等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 格納容器再循環サンプルを水源とする代替再循環運転。そのために、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）、A格納容器スプレイ冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。
- f. 使用済燃料ピットへ海水を注水。そのために、送水車及び軽油ドラム缶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、上記 a.、c. の対策が第56条等要求事項イ)、ロ)、ホ)、上記 b.、d.、f. の対策が第56条等要求事項イ)、ハ)、ヘ)、上記 e. の対策が第56条等要求事項ニ) 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. 1次冷却系のフィードアンドブリードに使用する燃料取替用水ピット、高圧注入ポンプは、復水ピットに対して異なる系統の代替水源として設計する。燃料取替用水ピット及び高圧注入ポンプは、復水ピットと原子炉周辺建屋内の異なる区画に設置することにより、位置的分散を図る設計とする。
- b. 復水ピットへの海水補給に使用する送水車及び可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで原子炉周辺建屋内に設置する復水ピットと位置的分散を図る設計とする。また、設計基準事故対処設備である復水ピットの枯渇に対する代替淡水源として、N o. 2、3淡水タンクによる複数の淡水源を確保する設計とする。
- c. 代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する復水ピット及び恒設代替低圧注水ポンプは、炉心注水及び格納容器スプレイに使用する燃料取替用水ピットに対して異なる系統の水源として設計する。
- d. 代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ等は、海水を供給するものであり、燃料取替用水ピット及び復水ピットに対して異なる系統の水源として設計する。また、仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ等は、原子炉周辺建屋内の復水ピット及び燃料取替用水ピットと位置的分散を図る設計とする。
- e. 代替再循環運転をするためのA格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器等は、設計基準事故対処設備に対して多重性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- f. 使用済燃料ピットへの注水に使用する送水車等は、海水を供給し、燃料取替用水ピットに対して異なる系統の水源として設計する。また、送水車等は、原子炉周辺建屋内の燃料取替用水ピット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) 設計基準事故対処設備である復水ピット、燃料取替用水ピット及び使用済燃料ピットに対して蒸気発生器2次側による炉心冷却、炉心注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料ピットへの注水をするための代替注水として淡水又は海水を補給できること、b) 仮設組立式水槽、送水車等は、屋外に分散して保管し、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、燃料取替用水ピットは、復水ピットと原子炉周辺建屋内の異なる区画に設置することで位置的分散を図る設計とする。

また、設計基準事故対処設備の水源枯渇に対する代替淡水源として、複数の淡水源が確保できること、c) A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器等による代替再循環設備は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプによる再循環設備に対して多重性を有していること、また、A格納容器スプレイポンプ等に対しては、余熱除去ポンプ等と異なる区画に設置することで位置的分散を図ることを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について第43条(重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項)に適合する措置等を講じた設計とす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復水ピットの枯渇、破損等による蒸気発生器2次側への注水機能が喪失した場合に、燃料取替用水ピットを水源とする1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却するための手順の整備については「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」における手順等と同じである。
- b. 重大事故等の発生時に蒸気発生器2次側による炉心冷却中に復水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認し、かつN_{o.}3淡水タンクから復水ピットへの補給ができない場合には、海水を用いて復水ピットに補給する手順に着手する。この手順では、送水車、可搬型ホース等を準備し、現場で復水ピットまで敷設し、送水車を起動し、海水を復水ピットへ補給する作業を計5名により約3.4時間で実施する。
- c. 重大事故等発生時において炉心注水中又は格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇又は破損等により供給が必要な場合には、燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替の手順に着手する。この手順では、現場で燃料取替用水ピットのディスタンスピースの取替、燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替を行い、恒設代替低圧注水ポンプを起動し、代替炉心注水又は代替格納容器スプレイを行う作業を計6名により約110分で実施する。
- d. 重大事故等の発生により、再循環運転中に格納容器再循環サンプルを水源とした代替再循環運転を行うための手順の整備については、「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。

- e. 重大事故等の発生により、使用済燃料ピットへの水の補給が必要な場合に海水から使用済燃料ピットへの注水のための手順の整備については、「IV-4. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における手順等と同じである。

規制委員会は、申請者の計画において、復水ピットが水源として使用できない場合、No. 3 淡水タンクから海水までの代替水源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を確認した。また、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、可搬型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、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保すること、送水車等の配置等を行う作業環境（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①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. に掲げる対策について、第56条等要求事項ホ)、ト)に適合する方針であることを確認した。

以上のことより、規制委員会は、上記①a.、b.、c.、d.、f. の対策が第56条等要求事項イ) からハ)、ヘ)、上記①e. の対策が第56条等要求事項ニ) に対応するものであること、①a.、b.、c.、d.、f. に掲げる重大事故等対処設備が第56条等要求事項ホ) からト) に適合する設計方針であること、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56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

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使用済燃料ピットの冷却をするために蒸気発生器2次側による炉心冷却、代替炉心注水、代替格納容器スプレイ及び使用済燃料貯蔵槽への注水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。これらの対策と設備、重大事故等対処設備の設計方針及び手順等は2. (1) 第56条等の規制要求に対する設備及び手順等と同じである。

よって、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を、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

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、重大事故等の収束に必要となる水を供給するための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備するとしている。

(1) 蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等

申請者は、蒸気発生器2次側による炉心冷却をするための代替水源の確保と水の供給をするための設備（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、復水ピット水位計指示値が5.9%に低下するまでに、又は復水ピットが枯渇又は破損等により機能喪失した場合において、No. 3淡水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、復水ピットからNo. 3淡水タンクへの水源切替えを行うための手順に着手する。この手順では、No. 3淡水タンク供給弁の開弁、復水ピット供給弁の閉止操作を1名により、約3分で実施する。復水ピットからNo. 3淡水タンクへの水源切替えについては電動補助給水ポンプ及びターピン動補助給水ポンプを停止することなく切替えができる。

また、No. 3淡水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合には、A、B2次系純水タンクからNo. 3淡水タンクへ自動補給ができる。

② 重大事故等の発生時に、復水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、No. 3淡水タンクが破損等により機能喪失した場合には、復水ピットから脱気器タンクへの水源切替えを行うための手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。

- ③ 水源となるタンクの切替え完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないようにし、切り替える手順とする。

(2) 炉心注水及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給する設備及び手順等

申請者は、炉心注水及び格納容器冷却をするための代替水源の確保と水を供給するための設備（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 炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、インターフェイスシステム LOCA 等により再循環運転ができず、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水ピットへの供給に着手する。この手順では、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの供給ラインの系統構成を行い、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプの起動操作を計2名により、約30分で実施する。
- ② インターフェイスシステム LOCA 等により再循環運転ができず、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給機能喪失を判断した際などに、No. 3淡水タンク等の水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、No. 3淡水タンクから使用済燃料ピット経由によるほう酸水の燃料取替用水ピットへの補給に着手する。この手順では、No. 3淡水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う操作を計2名により、約50分で実施する。
- ③ インターフェイスシステム LOCA 等により再循環運転ができず、No. 3淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給機能喪失を判断した際などに、火災の発生がなく、No. 2淡水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合に、No. 2淡水タンクから燃料取替用水ピットへ供給する手順に着手する。この手順では、可搬型ホースをNo. 2淡水タンクを水源とする消火栓から燃料取替用水ピットまで敷設し、No. 2淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給操作を計4名により、約45分で実施する。
- ④ 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプにより原子炉格納容器へスプレイする手順については、「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」における手順等と同じである。

(3) 使用済燃料ピットへ水を供給する設備及び手順等

申請者は、使用済燃料ピットへ水を供給するための設備（表IV-4. 13-1参照。）を活用した手順等の方針については、「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」における使用済燃料ピットへ注水する手順と同じであるとしている。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
A、B 2次系純水タンク、脱気器タンク	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、復水ピットの故障に際して、代替水源としての設備となり得る。
No. 3淡水タンク	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、代替水源としての設備となり得る。
No. 2淡水タンク	消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ、代替水源としての設備となり得る。
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ	消火を目的として配備しており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水及び格納容器スプレイの代替手段となり得る。
1次系純水タンク、ほう酸タンク	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、代替水源としての設備となり得る。

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項関係）

本節では、電源の確保に関して申請者が計画する設備及び手順等が、①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、②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を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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における原子炉内の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をいう。

- イ) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）及び手順等。
- ロ) 常設代替電源設備として交流電源設備及び手順等。
- ハ) 上記イ) 及びロ) の代替電源設備は、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。
- 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、「負荷の切り離しを行わず」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、電気の給電を行うことが可能であること。
- ホ) 24時間にわたり、重大事故等への対応に必要な設備に電気（直流）の給電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あらかじめ手動で接続可能なケーブル等を敷設しておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意する手順等。
- 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。

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 常設代替電源（交流）として空冷式非常用発電装置により給電を実施するための設備及び手順等。
- ② 号機間の電力融通による代替電源（交流）として号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）又は号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通により給電を実施するための設備及び手順等。

- ③ 可搬型代替電源（交流）（※⁵⁴⁾ として電源車により給電を実施するための設備及び手順等。
 - ④ 常設代替電源（直流）として蓄電池（安全防護系用）により給電を実施するための設備及び手順等。
 - ⑤ 可搬型代替電源（直流）として電源車及び可搬式整流器により給電するための設備及び手順等。
 - ⑥ 代替所内電気設備により代替電源から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、電源の確保に関する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 空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）として給電を実施するための設備及び手順等。
 - ② 蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）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を含み、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を確認した。
- 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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)、(2)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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するとしている。

a. 常設代替電源（交流）からの給電。そのために、空冷式非常用発電

(※⁵⁴⁾ 可搬型代替電源（交流）のうち、電源車（緊急時対策所用）に関する設備及び手順等については、「IV-4. 1.8 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。

- 装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 他号炉からの給電。そのために、他号炉のディーゼル発電機等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）及び号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
 - c. 可搬型代替電源（交流）からの給電。そのために、電源車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。
 - d. 常設代替電源（直流）からの給電。そのために、蓄電池（安全防護系用）を重大事故等対処設備として位置付ける。
 - e. 可搬型代替電源（直流）からの給電。そのために、電源車、可搬式整流器等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、代替所内電気設備分電盤、代替所内電気設備変圧器、可搬式整流器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、上記 a. の対策が第57条等要求事項ロ)、上記 b. の対策が第57条等要求事項ト)、上記 c. 及び e. の対策が第57条等要求事項イ)、上記 d. の対策が第57条等要求事項ニ)、上記 f. の対策が第57条等要求事項チ)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空冷式非常用発電装置及び電源車は、設計基準事故対処設備の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. 蓄電池（安全防護系用）は、必要な期間にわたり電力の給電が可能な設計とする。
- c. 電源車及び可搬式整流器は、設計基準事故対処設備の蓄電池（安全防護系用）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、電源車及び可搬式整流器は、必要な期間にわたり電力の給電が可能な設計とする。
- d. 代替所内電気設備分電盤及び代替所内電気設備変圧器は、設計基準事故対処設備の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が可能な設計とする。

- e. 可搬式整流器は、所内電気設備に対して独立性を有し、設計基準事故対処設備の所内電気設備に対して位置的分散が図られた設計とする。また、これは設置場所で操作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)空冷式非常用発電装置、電源車、可搬式整流器、代替所内電気設備分電盤及び代替所内電気設備変圧器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、b)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、c)電源車は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり電力の給電が可能な設計とすること、d)蓄電池（安全防護系用）は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、必要な負荷以外を切離して 24 時間の電力の給電が可能な設計とすること、e)所内電気設備は、代替所内電気設備分電盤、代替所内電気設備変圧器、可搬式整流器等を設けることなどにより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ことを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. から f. に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. から f. に掲げる重大事故等対処設備について、第 57 条等要求事項ハ)、ニ)、ホ)、チ) に適合する設計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. 外部電源及びディーゼル発電機からの給電ができない場合には、空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計 4 名により約 20 分で実施する。
- b. 予備変圧器 2 次側恒設ケーブル（多様性拡張設備）による他号炉からの電力融通ができない場合には、号機間電力融通恒設ケーブル（3 号～4 号）による他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの接続、給電操作、受電の確認等を計 4 名により約 75 分で実施する。
- c. 号機間電力融通恒設ケーブル（1、2 号～3、4 号）（多様性拡張設備）

による電力融通ができない場合には、電源車を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、電源車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を計 7 名により約 60 分で実施する。

- d. 電源車の故障等により代替電源（交流）から給電ができない場合には、号機間電力融通予備ケーブル（3 号～4 号）による他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの敷設、給電操作等を計 8 名により約 2.4 時間で実施する。
- e. 全交流動力電源が喪失し、交流電源からの非常用直流母線への直流電源の給電が喪失した場合には、蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を中央制御室で警報表示等により確認する。給電開始から 1 時間までに中央制御室から不要な負荷の切り離しを 1 名により約 5 分で実施する。その後、8 時間以降に現場で不要な負荷の切り離しを 1 名により約 15 分で実施する。
- f. 代替電源（交流）から非常用直流母線へ給電できない場合には、可搬式整流器による代替電源（直流）からの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、受電の確認等を計 3 名により約 110 分で実施する。なお、代替電源（直流）からの給電に必要な電源は、代替電源（交流）からの給電手順 a.、b.、c.、d. により給電する。
- g. 所内電気設備の 2 系統が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、代替所内電気設備分電盤、代替所内電気設備変圧器及び可搬式整流器を用いた空冷式非常用発電装置を代替電源とした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、受電の確認等を計 4 名により約 3.8 時間で実施する。
- h. 各発電機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、燃料補給作業着手時間に達した場合には、空冷式非常用発電装置、電源車への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリーの準備、ホースの敷設、給油等を計 2 名により約 2.1 時間で実施する。

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.、c.、d. の順に、また、直流電源喪失時の対応手順として e.、f. 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)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、e)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①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。

また、規制委員会は、上記c.及びg.の手順等が第57条等要求事項へ）に対応するもの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57条等要求事項イ)、ロ)、ニ)、ト)、チ)に対応すること、①に掲げる重大事故等対処設備がハ)、ニ)、ホ)、チ)に適合する設計方針であること、③c.及びg.の手順等が第57条等要求事項へ）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57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、必要な電力を確保するために、空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）とした給電、蓄電池（安全防護系用）を代替電源（直流）とした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る。また、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。

よって、規制委員会は、申請者が有効性評価（第37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を、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

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、電源の確保に関する機能が喪失した場合に、その機能を

代替するための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり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. 1-1 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。

- ① 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電ができない場合において、77kV 送電線の健全が確認できた場合には、77kV 送電線による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等を1名により約10分で実施する。
- ② 77kV 送電線による代替電源（交流）からの給電ができない場合において、他号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、予備変圧器2次側恒設ケーブルによる他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等をN.o. 2 予備変圧器2次側恒設ケーブルを用いた場合は計4名により約65分、N.o. 1 予備変圧器2次側恒設ケーブルを用いた場合は計5名により約65分で実施する。
- ③ 号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）による他号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電ができない場合であって、1号炉又は2号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、号機間電力融通恒設ケーブル（1、2号～3、4号）による1号炉又は2号炉からの電力融通による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等を計7名により約3時間で実施する。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

（交流電源喪失時）

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
77kV 送電線	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、77kV 送電線の健全が確認できた場合は電力融通の手段となり得る。

N.o. 1、N.o. 2 予備変圧器 2 次側恒設ケーブル	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、他号炉のディーゼル発電機が健全な場合は電力融通の手段となり得る。
号機間電力融通 恒設ケーブル (1、2号～3、4号)	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、1号炉又は2号炉のディーゼル発電機が健全な場合は電力融通の手段となり得る。

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項関係）

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、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を確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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）を超えた場合の原子炉施設の状態を推定するための設備及び手順等。
 - イ) - 1 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位。
 - イ) - 2 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量。
 - イ) - 3 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る。
- 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への対応に必要となるパラメータを計測又は監視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原子炉施設の状態の把握能力を明確化する。(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原子炉施設の状態の把握能力を明確化する(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条等に基づく要求事項に対応し、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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記(1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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. 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、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、重要な監視パラメータ（表IV-4. 15-1 参照。）を選定し、代替パラメータを計測する計器（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、可搬型計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 計器電源が喪失するおそれがある場合の給電。そのために、空冷式非常用発電装置等（※⁵⁵）、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。
- 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）（以下「SPDS」という。）、SPDS 表示装置及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 重大事故等へ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、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの他チャンネル（※⁵⁶）又は他ループによる計測及び代替パラメータによる推定。そのために、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器（以下「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」（※⁵⁷）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、①a. の対策が第58条等要求事項イ)、ロ)、①b. の対策が第58条等要求事項ハ)、①c. 及び d. の対策が第58条等要求事項ロ)に対応するものであること、①d. の対策が第58条のうち、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。

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な監視パラメータ

(※⁵⁵) 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。

(※⁵⁶) 申請者は、「重要な監視計器については、单一故障を想定してもパラメータを監視できなくならないよう に1つのパラメータを複数の計器で監視しており、複数の計器の1つを指すときにチャンネル」と定義している。

(※⁵⁷) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

重要な監視パラメータ	主要パラメータ(代表)(※ ⁵⁸)(計測範囲)	設計基準事故時の値	代替パラメータ(代表)(※ ⁵⁹)	
			主要パラメータを計測する計器に故障の疑いがある場合	主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超えた場合(※ ⁶⁰)
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側温度(広域)(0~400°C)	342°C	主要パラメータの他ループ	炉心損傷の判断値(350°C)を監視可能。さらに可搬型計測器にて0~500°Cまで計測可能。
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力(0~20.6MPa)(※ ⁶¹)	17.8MPa	主要パラメータの他チャンネル	重大事故等時において、1次系最高使用圧力(17.16MPa)の1.2倍(20.59MPa)を監視可能。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位(0~100%)	85%以下	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位	重大事故等時において、加圧器の下部に位置する原子炉容器水位計にて原子炉容器頂部から底部まで監視可能。
原子炉圧力容器への注水量	恒設代替低圧注水積算流量(0~160m ³ /h)	—	燃料取替用水ピット水位	重大事故等時の恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉圧力容器への注水流量(0~130m ³ /h)を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	恒設代替低圧注水積算流量(0~160m ³ /h)	—	燃料取替用水ピット水位	重大事故等時の恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量(0~130m ³ /h)を監視可能。

(※⁵⁸) 複数ある主要パラメータの代表を記載。

(※⁵⁹) 複数ある代替パラメータの代表を記載。

(※⁶⁰) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

(※⁶¹) 圧力はゲージ圧。以下、この表において同じ。

原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0~220°C)	132°C	主要パラメータの他 チャンネル	重大事故等時の格納容器最高温度 (144°C) を監視可能 (さらに可搬型計測器にて計測可能)。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力 (広域) (-50~450kPa)	308kPa	主要パラメータの他 チャンネル AM用格納容器圧力 (0~1.5MPa)	重大事故等時において、格納容器最高使用圧力 (390kPa) の2倍 (0.780MPa) をAM用格納容器圧力にて監視可能。
原子炉格納容器内の水位	原子炉下部キャビティ水位 (※ ⁶²)	—	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	重大事故等時において、必要な水量が原子炉下部キャビティ室にあることを監視可能。
原子炉格納容器内の水素濃度	可搬型格納容器 水素ガス濃度 (0~20vol%)	—	主要パラメータの予備 PAR温度監視装置 イグナイト温度監視装置	重大事故等時において、ジルコニウム-水反応等による水素濃度 (13vol%) を監視可能。
アニュラス内の水素濃度	アニュラス水素濃度 (0~20vol%)	—	主要パラメータの予備	重大事故等時において、変動範囲 (0~1vol%) を監視可能。 計測範囲は、可搬型格納容器水素ガス濃度と同様。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) (10^3 ~ 10^8 mSv/h)	(10^5 mSv/h)	主要パラメータの他 チャンネル	炉心損傷の判断値 (10^5 mSv/h) を監視可能。

(※⁶²) 申請者は、商業機密のため、非公開としている。

未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束 (0~120%)	定格出力の約35倍	主要パラメータの他チャンネル	設計基準事故（制御棒飛び出し）初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラフィードバック効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様。
最終ヒートシンクの確保	格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度(SA) (0~200°C)	—	主要パラメータの予備 格納容器内温度 格納容器圧力(広域)	重大事故等時の格納容器最高温度(144°C)を監視可能。さらに格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により除熱状態を監視可能。
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器水位(狭域) (0~100%)	—	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位(広域)	重大事故等時の蒸気発生器水位の変動を蒸気発生器水位(広域)にて監視可能。蒸気発生器水位(広域)の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定。
水源の確保	燃料取替用水ピット水位 (0~100%)	100%	主要パラメータの他チャンネル	重大事故等時において、水位(0~100%)を監視可能。

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となる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へ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な監視パラメータ及び重要代替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)重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、代替パラメータ及び可搬型計測器により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)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一定期間保存される容量を有すること、計測又は監視及び記録する機能を有し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、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①に掲げる重大事故等対処設備について、第58条等要求事項二)に適合する措置等を講じた設計とす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多重化された重要計器のチャンネル故障が疑われる場合には、主要パラメータの他チャンネル又は他ループによる重要計器の計測の手順に着手する。
- 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の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要な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。
- c. 重大事故等時に監視している必要な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、又は重大事故等時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、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 計測点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計 2 名により約 35 分で実施する。

- d. 重大事故等が発生した場合には、SPDS 等によるパラメータの記録の手順に着手する。

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) 計測される値の確からしさを判断した上で使用する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定め必要な教育を行うこととしていること、d) SPDS 等により重大事故等への対応に必要なパラメータが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) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、f) 携行型通話装置等の必要な連絡手段を確保していること、g) 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①に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備することを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、①a. の対策が第 58 条等要求事項イ)、ロ)、①b. の対策が第 58 条等要求事項ハ)、①c. 及び d. の対策が第 58 条等要求事項ロ) に対応するものであること、①d. の対策が第 58 条のうち、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、①に掲げる重大事故等対処設備が第 58 条等要求事項ニ) に適合する設計方針であること、①に掲げる重大事故等対処設備及びその手順等が第 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 58 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

申請者は、重大事故等への対処をより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、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、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多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり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（他チャンネル又は他ループ）、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している必要なパラメータの値を計測する多重化された重要計器のチャンネル故障が疑われた場合には、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他チャンネル又は他ループの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」（※⁶³）という。）によるパラメータの推定に着手する。
- ② 重大事故等時に監視することが必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れた場合、若しくは主要パラメータを計測する計器の故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない主要パラメータの代替パラメータを計測する常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）による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（表IV-4、15-2参照。）を用いた主な手順等として、直流電源喪失により、炉外核計装盤、放射線監視盤のパラメータが監視できない場合には、可搬型バッテリ（炉外核計装盤、放射線監視盤）による電源機能回復に着手するとしている。この手順では、炉外核計装盤の回復操作を計2名により約70分、放射線監視盤の回復操作を計2名により約60分で実施するとしている。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより確実に実施される方針であることを確認した。

(※⁶³) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

表IV-4. 15-2 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
当該パラメータの常用計器（他チャンネル又は他ループ）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か、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、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) 炉心出口温度(0~650°C)は、1次系冷却材高温側温度(広域)の常用代替監視パラメータであり、可搬型計測器を接続することで、約1,300°Cまで計測可能となる。
可搬型バッテリ(炉外核計装盤、放射線監視盤)	代替電源による給電ができない場合において、バッテリの容量に限度があるものの、炉外核計装盤、放射線監視盤の専用電源とすることで、格納容器内高レンジエリアモニタ、炉外中性子束の重要監視パラメータの定期的な傾向監視を行う手段となり得る。
プラント計算機(計算機運転日誌、警報記録等)	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重大事故等への対処に必要となる監視パラメータの警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段となり得る。

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項関係)**

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、原子炉制御室に原子炉施設外の状況を把握できる設備を有することを確認した。

重大事故等対処施設としては、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を確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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) 第59条等は、原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備及び手順等を要求している。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) 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こと。

イ) - 1 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。

イ) - 2 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。

イ) - 3 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。

イ) - 4 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。

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) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）への代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等。

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 中央制御室遮蔽による適切な遮蔽、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニットによる室内の適切な空調管理のための設備及び手順等。

② 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室の濃度を確認するための設備及び手順等。

- ③ 運転員の全面マスク着用及び運転員の交代により、運転員の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備。
- ④ 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込みを防止するためにチェンジングエリアを設ける設備及び手順等。
- ⑤ 空冷式非常用発電装置からの給電により、中央制御室用の空調及び照明を維持するための設備及び手順等（※⁶⁴）。

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を確認した。

なお、規制委員会は、申請者が自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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 原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や本発電所構内の状況（海側、山側）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、原子炉制御室から原子炉施設外の状況を昼夜にわたり把握することができる方針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。

（2）第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

(※⁶⁴) 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。

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するとしている。

- a. 中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環ファン等の中央制御室換気設備により、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等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室遮蔽、中央制御室非常用循環ファン等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員等の全面マスクの着用のための手順等及び運転員の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想定した上で、運転員の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないようにする。
- b. 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濃度を確認。そのため、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。
- c. 可搬型照明（SA）により中央制御室の照明を確保。そのために、可搬型照明（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- d. 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、上記a.の対応が第59条等要求事項イ)、上記d.の対応が第59条等要求事項ロ)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. 中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファンは2系統を有し、多重性を備える。
- b. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、保管場所を分散させるとともに、必要な数（バックアップを含む。）を確保する。
- c. 可搬型照明（SA）は中央制御室照明に対して多様性を備え、その保管場所を分散させるとともに、必要な数（バックアップを含む。）を確保する。
- d. 中央制御室の空調及び照明に対して、代替電源設備から給電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)中央制御室遮蔽による遮蔽、

中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンによる空調管理に加え、外気を遮断し、中央制御室非常用循環ファン及び中央制御室非常用循環フィルタユニットを介することによる適切な空調管理により居住性を確保できること、また、全面マスクの着用及び運転員の交代を考慮することで運転員の被ばくによる実効線量の低減を図り、運転員の被ばく線量が実効線量において 7 日間で 100mSv を超えない方針であること、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、室内の濃度の確認ができること、c) 可搬型照明 (SA) は、配備されている通常照明に対して多様性を有していること、d) 中央制御室の代替電源設備は、空冷式非常用発電装置とし、独立した電源供給ラインより給電が可能であることから、外部電源及びディーゼル発電機に対して多様性、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、3号炉及び4号炉重大事故発生時の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、過圧破損（大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗）を想定し、遮蔽、空調管理、全面マスクの着用及び運転員の交代を考慮した上で、7日間で約 12mSv 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、申請者が①a. から c. に掲げる重大事故等対処設備について、第 43 条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とする方針であることを確認した。

また、規制委員会は、申請者が①a. に掲げる対策が第 59 条等要求事項イ) - 4 に適合する設計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手順等は以下のとおりとしている。

- a. 非常用炉心冷却設備作動信号発信又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気隔離信号の発信が確認された場合には、中央制御室非常用循環ファン等で構成する中央制御室空調装置の起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環ファンの起動、中央制御室外気取り入れライン及び中央制御室排気ラインの全てのダンパーの閉止、中央制御室換気系隔離モードの運転を中央制御室において 1名で確認する。
- b. 全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が中央制御室換気隔離モードにできない場合には、中央制御室非常用循環系の起動操作

の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環系を運転するため、現場でのダンパの開操作を計3名により約60分で実施する。

- c. 重大事故が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合等には、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクの着用及び運転員事故時勤務体制へ移行する手順に着手する。この手順では、中央制御室にとどまる運転員等が全面マスクを着用する。
- d. 中央制御室空調装置が中央制御室換気系隔離モードとなった場合には、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定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を1名で実施する。
- e. 中央制御室非常用照明が使用できない場合には、可搬型照明（SA）による中央制御室の照明を確保する手順に着手する。この手順は、中央制御室において照明を確保するもので、1名により実施する。
- f. 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、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ためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェンジングエリアを恒設化し、使用準備を1名により約27分で実施する。

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)中央制御室の居住性を確保するための手順等について、中央制御室の適切な空調管理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)運転員の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための手順等を整備していること、d)可搬型照明の保管、配備のための手順等を整備していること、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を確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a.からd.に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備す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、①a.の対策が第59条等要求事項イ）、①d.の対策が第59条等要求事項ロ）に対応するものであること、①a.の対策が第59条等要求事項イ）－4に適合する設計方針であること、①a.からd.に掲げ

る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59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

申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備している。

(1) 中央制御室の照明確保の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、中央制御室非常用照明は通常時に使用する設備であり、継続して使用している。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
中央制御室非常用照明	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、可搬型照明(SA)の代替設備となり得る。

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項関係)

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、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確認した。

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ために申請者が計画する設備及び手順等が、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を確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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の整備を要求している。第60条等における「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) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損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ド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 モニタリングステーション又は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を記録するための設備及び手順等。
- ② 移動式放射能測定装置（モニタ車）が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測装置による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等。
- ③ 本発電所及びその周辺（本発電所の周辺海域を含む。）において、可搬型放射線計測装置により、本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を記録する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代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等。
- ⑤ 代替交流電源設備である電源車（緊急時対策所用）からの給電により、モニタリングステーション及びモニタリングポストでの放射線量の監視、測定を継続するための設備及び手順等（※⁶⁵）。
- ⑥ 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従って実施する体制の構築。
- 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、重大事故が発生した場合においても、本発電所及びその周辺（本発電所の周辺海域を含む。）において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について、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を確認した。

(※⁶⁵) 代替電源に関する設備及び手順等については、「IV-4.1.8 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等」において整理。

なお、規制委員会は、申請者が更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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、第31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、以下の設備を整備するとしている。

- ① モニタリングステーション及びモニタリングポストは、これら専用の無停電電源装置により電源の供給を可能とするとともに、緊急時対策所を経由して電源車（緊急時対策所用）（DB）からも電源の供給を可能とすることにより、電源復旧までの期間を担保できる設計とする。
- 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、申請者による監視測定設備の設計において、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、専用の無停電電源装置及び緊急時対策所を経由した電源車（緊急時対策所用）（DB）により電源供給することで、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、設置許可基準規則に適合しているものと判断した。

(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、以下の設備及び手順等を整備するとしている。

- a. モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、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. 移動式放射能測定装置（モニタ車）が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）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、可搬型放射線計測装置を

重大事故等対処設備として新たに整備する。

- c. 電離箱サーベイメータ及び可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラー、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ）により、本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、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、電離箱サーベイメータ、可搬型放射線計測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. 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と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を構築する。
- f. 重大事故等による周辺汚染に対しては、検出器の養生、周辺土壤の撤去等により、モニタリングステーション、モニタリングポスト又は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、上記 a. から c. の対策が第60条等要求事項イ) 及びロ)、上記 d. の対策が第60条等要求事項ハ)、上記 e. の対策が第60条等要求事項ホ)、上記 f. の対策が第60条等要求事項ヘ) 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、モニタリングステーション、モニタリングポストに対して多様性を備えた設計とし、位置的分散を図る設計とするとともに、必要な台数を確保する。
- b. 可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラー、汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）は、移動式放射能測定装置（モニタ車）に対して多様性を備えた設計とし、位置的分散を図る設計とするとともに、必要な台数を確保する。
- c. 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、気象観測設備に対する位置的分散

を図る設計とするとともに、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. モニタリングステーション又はモニタリングポストに対して、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）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) 可搬式モニタリングポスト及び可搬型放射線計測装置は、モニタリングステーション、モニタリングポスト及び移動式放射能測定装置（モニタ車）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、モニタリングステーション、モニタリングポスト及び移動式放射能測定装置（モニタ車）に対して、異なる場所に保管することで位置的分散を図る設計とすること、b) 電離箱サーバイメータは、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、異なる場所でかつ耐震性を有する建屋内に保管することで位置的分散を図る設計とすること、d) 小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度、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) モニタリングステーション及びモニタリングポストは、代替電源設備である電源車（緊急時対策所用）からの給電に対応した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、申請者が①a. から e. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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の方針に従って整備す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、モニタリングステーション又はモニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合、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。この手順は、計4名で可搬式モニタリングポストを順次6台配置する場合には約3.5時間で実施する。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、移動式放射能測定装置（モニタ車）に搭載しているダスト・よう素サンプラー等が測定機能を喪失したことを確認した場合、可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手する。この手順では、計 2 名で車両にて移動後、測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり約 75 分で実施する。
- c. 排気筒ガスモニタ等の指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合、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、計 2 名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり約 75 分で実施する。
- d. 廃棄物処理設備排水モニタの指示値等により放射線量を確認し、放水に放射性物質が含まれているおそれがある場合に、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、計 2 名で測定及び記録を行い、約 95 分で実施する。
- e. 排気筒ガスモニタ等の指示値により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合、土壤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、計 2 名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり約 60 分で実施する。
- f. 排気筒ガスモニタ等の指示値等により放射線量を確認し、モニタリングが必要と判断された場合には、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、計 4 名で船舶の着水までの作業を約 120 分で実施し、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を含め 1 箇所当たり約 100 分で実施する。
- g. 原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象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を測定する手順に着手する。この手順では、計 4 名で 6 台配置した場合には約 2.3 時間で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。なお、モニタステーション又はモニタポストの放射線量の測定機能が喪失した場合には、上記 a. の手順に着手する。
- h. 気象観測設備の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、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測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置を計 6 名、約 2 時間で実施する。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. 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、地方公共団体と連携して策定するモニ

タリング計画に従って実施する。

- j. 放射性物質放出の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し、モニタリングステーション、モニタリングポスト及び可搬式モニタリングポストの検出器の養生を実施する。また、バックグラウンド値が通常より高い場合には、設備の除染、土壌の撤去、周辺樹木の伐採等により、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)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、機器据え付け、測定の手順を整備し、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、可搬型放射線計測装置の運搬、測定の手順を整備し、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、電離箱サーバイメータ及び可搬型放射線計測装置の運搬、測定の手順を整備し、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、機器据え付け、測定の手順を整備し、必要な人員を確保していること、f)敷地外でのモニタリングについての国、地方公共団体との連携体制を整備していること、g)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①a. から f. に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備す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、①a. から c. の対策が第60条等要求事項イ) 及びロ)、①d. の対策が第60条等要求事項ハ)、①e. の対策が第60条等要求事項ホ)、①f. の対策が第60条等要求事項ヘ) に対応するものであること、①a. から f. に掲げる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60条等に基づく要求事項に適合するものと判断した。

3. 自主的対応における設備及び手順等

申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、放射線量等を監視測定するための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり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

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 モニタリングステーション及びモニタリングポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。
- ② 移動式放射能測定装置（モニタ車）は、通常時より放射性物質の濃度を測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。
- ③ 移動式放射能測定装置（モニタ車）に搭載している測定機器及び可搬型放射線計測装置の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば γ 線多重波高分析装置、ZnS シンチレーション計数装置及び GM 計数装置による測定に着手する。
- ④ 気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においても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、モニタリングステーション及びモニタリングポストへの交流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 モニタリングステーション又はモニタリングポストの交流電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置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。
- ② 電源車（緊急時対策所用）からモニタリングステーション又はモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置から電源車（緊急時対策所用）に切り替える。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	多様性拡張設備に位置付けた理由
-----	-----------------

モニタリングステーション及びモニタリングポスト	設置場所の制約により、津波の影響を受ける可能性があるものの、設備が健全である場合は、放射線量の測定手段として有効である。
移動式放射能測定装置(モニタ車)	通常時より使用しており、重大事故等時に使用できる場合は、測定手段として有効である。
γ線多重波高分析装置、ZnSシンチレーション計数装置、GM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なく、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較し、測定終了までに時間を要するため、重大事故発生後初期には期待できないものの、放射性物質の濃度測定手段となり得る。
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、設備が健全な場合には、風向、風速その他の気象条件の監視、測定及び記録する手段として有効である。
モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置	モニタリングステーション及びモニタリングポストの受電設備の故障等のため、受電ができない場合に対して、モニタリングステーション又はモニタリングポストの機能維持に有効である。

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項関係)

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確認した。

設計基準対象施設としては、第34条に基づき、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とすることを確認した。

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が、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を確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

1. 審査の概要

(1) 第34条は、一1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追加要求している。

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) 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重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策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、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること、③発電所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を設けること、④重大事故等に対処するために必要な数の対策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を整備したものとしている。

- 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、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。
- ホ) 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件（※⁶⁶）に

(※⁶⁶)

- ・想定する放射性物質の放出量等は福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ・ブ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。
- ・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。
- ・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。

適合するものとすること。

- へ) 対策要員の装備（線量計、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、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、「重大事故等に対処するために必要な数の対策要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員」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対策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、以下の措置を行うため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、耐震構造とし、基準津波の影響を受けない位置に設置。
- 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位置的分散を確保。
- ③ 代替電源設備（3台の電源車（緊急時対策所用））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。
- ④ 遮蔽、空気浄化ファン等により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 緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件に適合するものとする。
- ⑥ 対策要員の装備（線量計、マスク等）の配備。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対策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、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を確認した。

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、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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条としての要求

申請者は、第34条の追加要求規定に適合するため、以下の設備を整備する方針としている。

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3号炉及び4号炉の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、申請者による緊急時対策所の設計において、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設置する方針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。

(2) 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、電源車（緊急時対策所用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- b. 緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気設備、空気供給装置、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、

緊急時対策所内可搬型エリアモニタ、緊急時対策所外可搬型エリアモニタ、可搬式モニタリングポスト等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対策要員の収容。そのために、対策要員の装備（線量計、マスク等）、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、チェンジングエリア設営用資機材等を新たに整備する。また、重大事故等対策の検討に必要な資料を新たに整備する。
- 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、SPDS、安全パラメータ伝送システム、SPDS表示装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。
- e. 緊急時対策所と原子炉施設の内外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、携行型通話装置、衛星電話、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、上記 a. の対策が第61条等基準要求ハ)、上記 b. の対策が第61条基準要求ニ)、上記 c. の対策が第61条等基準要求ヘ)、ト)、チ)及びリ)に対応するものであることを確認した。

また、上記 a. 及び b. の対策が第61条等のうち①重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員がとどまるための対策、上記 c. の対策が第61条等のうち④重大事故等に対処するために必要な数の対策要員を収容するための対策、上記 d. の対策が第61条等のうち②重大事故等に対処するために必要な情報を把握するための対策、上記 e. の対策が第61条等のうち③発電所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を設けること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. 緊急時対策所は、地震力により機能を喪失しないとともに、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. 電源車（緊急時対策所用）は、緊急時対策所に給電するため、多重

性を確保する。

- d. 緊急時対策所は、居住性を確保し、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、基準地震動に対する地震力に対し、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、中央制御室とは離れた位置の別建屋に設置することで位置的分散を図ること、c)電源車（緊急時対策所用）は、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予備も含めて3台保管することで多重性を確保すること、d)緊急時対策所は、建屋と一体となった遮蔽、緊急時対策所換気設備（緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置）及び気密性により、緊急時対策所にとどまる対策要員の被ばく線量が実効線量において事故後7日間で100mSvを超えない設計とすることを確認した。

なお、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割合を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、仮設設備等を条件に入れていない評価を行い、緊急時対策所指揮所は7日間で約55mSv、緊急時対策所待機場所は7日間で約54mSv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、申請者が①a.からe.に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計方針であることを確認した。

よって、規制委員会は、申請者が①a.からe.に従って整備する重大事故等対処設備について、第61条等要求事項イ）からホ）に適合する設計方針であることを確認した。

③ 手順等の方針

申請者は、①に掲げる設備を活用した手順等について、主な手順等は以下のとおりとしている。

緊急時対策所は、重大事故が発生するおそれがある場合等、緊急時対策本部を設置する準備として、立ち上げる。

③-1 代替電源設備からの給電の手順

- a. 緊急時対策所を立ち上げる場合には、電源車（緊急時対策所用）の給電の手順に着手する。この手順では、電源車（緊急時対策所用）の準備及び給電の操作を緊急安全対策要員計3名により約35分で実施

する。

③-2 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、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所可搬型空気浄化装置の操作等を緊急時対策所指揮所、緊急時対策所待機場所及び原子炉補助建屋のそれぞれにおいて運転員等 2 名、緊急安全対策要員 2 名の計 4 名により約 60 分で実施する。
- b. 可搬式モニタリングポストの指示が上昇傾向にある場合又は緊急時対策所外可搬型エリアモニタの指示が 0.1mSv/h 以上となった場合には、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を停止し、空気供給装置による緊急時対策所内の加圧を実施する手順を整備する。この手順では、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機場所のそれぞれにおいて、緊急時対策所可搬型空気浄化ファン給気手動ダンパ、空気供給装置の流量調整ユニット出口弁等の操作を緊急時対策本部要員計 4 名が 2 名 1 組により約 2 分で実施する。
- c. 可搬式モニタリングポスト及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタの指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合には、希ガスの放出の収束と判断し、空気供給装置による緊急時対策所の加圧を停止し、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を起動する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所指揮所及び緊急時対策所待機場所のそれぞれにおいて、空気供給装置、緊急時対策所可搬型空気浄化装置、緊急時対策所可搬型空気浄化ファン給気手動ダンパ、空気供給装置の流量調整ユニット出口弁等の操作を緊急時対策本部要員計 4 名が 2 名 1 組により約 2 分で実施する。
- d. プルーム通過中において、緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う対策要員 65 名と、原子炉格納容器の破損等による本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要員 19 名、3 号炉、4 号炉及び 1 号炉、2 号炉の運転員合わせて 22 名との合計 106 名と想定している。なお、この要員数を目安として、発電所対策本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

③-3 必要な数の対策要員の収容に係る手順等

- a. 可搬式モニタリングポスト等にて放射線量を監視し、プルームの通過及び屋外作業可能なレベルまで線量率が低下したことを確認した場合には、緊急時対策所のチェンジングエリアの運用を開始する手順に着手する。なお、チェンジングエリアはあらかじめ設置した状態と

する。

- b. 緊急時対策所には、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本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めて最大 106 名を収容する。このため、対策要員の装備（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、食料等を備蓄し、これらを維持・管理する。

③-4 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関する手順等

- a. SPDS 表示装置は、緊急時対策所立ち上げ時に緊急時対策本部要員 1 名により操作する。
- b. 重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所指揮所に配備し、常に最新となるよう維持・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、緊急時対策所換気設備等の空気浄化装置、排気手動ダンパ等の操作手順等を整備していること、c) 電源車（緊急時対策所用）等から緊急時対策所への給電について、起動、ケーブル接続、給油等の操作手順等を整備していること、d) 緊急時対策所に対策要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのエンジニアリングエリアの設置等の手順等を定めていること、e) 対策要員が 7 日間外部からの支援がなくても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①a. から e. に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備す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、①a. から e. の対策が第 61 条等要求事項ハ)、ニ)、ヘ) からリ) 及び情報把握、通信連絡、収容数に関する要求に対応するものであること、①a. から e. に従って整備する重大事故等対処設備が第 61 条等要求事項イ) からホ) に適合する設計方針であること、①a. から e. に掲げる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 61 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

申請者は、重大事故等への対処をより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、申請者が更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、本発電所外との通信連絡を行うための多様性拡張設備及び手順等として、以下のとおり整備するとしている。

(1) 発電所外との通信連絡を行うための設備及び手順等

申請者は、発電所外と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、電力保安通信用電話設備、無線通話装置、社内TV会議システム、加入電話等を使用するとしており、その手順は、「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」において記載のとおりとしている。

規制委員会は、申請者の計画が上記の追加対策によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線通話装置、社内TV会議システム、加入電話等	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、通信連絡設備の代替設備となり得る。

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項関係）

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、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人々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、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設計とすることを確認した。

重大事故等対処施設としては、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を確認した。さらに、申請者が自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

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、発電所内の人には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追加要求している。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追加要求している。

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、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) 通信連絡設備が、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とするための設備及び手順等。

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 電源車（緊急時対策所用）又は空冷式非常用発電装置及び手順等（※⁶⁷）。
- 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、

(※⁶⁷) 空冷式非常用発電装置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。電源車（緊急時対策所用）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。

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を確認した。

なお、規制委員会は、申請者が自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより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条第1項の追加要求規定に適合するために、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、データ伝送設備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、第35条第2項の追加要求規定に適合するために、以下の設備を整備するとしている。

- ① 本発電所外の原子力事業本部、本店、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）等へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備を設置する設計とする。
- ③ 通信設備及びデータ伝送設備は、有線、無線又は衛星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、申請者による設計が、以下の方針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。

- ① 設計基準事故が発生した場合において、本発電所内の人々に必要な指示をするため、共通要因又は従属要因によって同時に機能が損なわれないよう

に多様性を確保した通信連絡設備を設ける。

- ② 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、専用通信回線は、共通要因又は従属要因によって同時に機能が損なわれないように通信方式の多様性を有し、輻輳等による制限を受けることなく使用できる。
- ③ これら通信設備等は非常用所内電源又は無停電電源に接続する。

(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. 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へ給電。そのため、空冷式非常用発電装置及び電源車（緊急時対策所用）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、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX）を重大事故等対処設備として新たに整備し、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、携行型通話装置等を重大事故等対処設備として位置付ける。

規制委員会は、上記a.の対策が第62条等基準要求イ)、上記b.の対策が第62条基準要求ロ)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（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、SPDS、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置は、電源車（緊急時対策所用）又は空冷式非常用発電装置から給電され、多様性を有する。
- b. 衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、携行型通話装置、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多様性を有する。

規制委員会は、申請者の計画において、a)衛星電話（固定）、SPDS等は、空冷式非常用発電装置から給電され、この電源は、水冷式であるディーゼル発電機に対し空冷式であることから、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)衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、携行型通話装置、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、SPDS、安全パラメータ伝送システムは、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式を備えることで、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、申請者が①a. 及び b. に掲げる重大事故等対処設備について、第43条（重大事故等対処設備に関する共通的な要求事項）に適合する措置等を講じた設計とす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。

③-1 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

a. 本発電所内

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、その結果を現場と中央制御室との間では携行型通話装置、現場又は中央制御室と緊急時対策所との間では衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）により共有する手順に着手する。これらのうち携行型通話装置に関する手順は、携行型通話装置の通話装置用ケーブル接続、乾電池残量の確認、連絡を現場又は中央制御室と緊急時対策所で実施する。

b. 本発電所外

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、その結果を衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、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、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、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、TV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（固定）、衛星電話（可搬）、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、電源車（緊急時対策所用）又は空冷式非常用発電装置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すること、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、携行型通話装置、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）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等により発電所内外で共有される手

順等を整備することを確認した。

以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①a. 及び b. に掲げる設備を用いた手順等について、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）等に適合する手順等を整備す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、上記①a. の対策が第62条等要求事項イ)、上記①b. の対策が第62条等要求事項ロ)に対応するものであること、①a. 及び b. に掲げる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62条等に適合するものと判断した。

3. 自主的対策のための設備及び手順等

申請者は、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応を含めて網羅的に提示した。

自主的な対策として、本発電所内外の通信連絡を行うための多様性拡張設備、手順等として、以下のとおり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、本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、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線通話装置、加入電話、社内TV会議システム等は、通常時使用されている設備であり、重大事故等時においても本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によって、重大事故等への対処がより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 申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線通話装置、加入電話、社内TV会議システム、加入電話等	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、通信連絡設備の代替設備となり得る。

IV-5 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項関係）

重大事故等防止技術的能力基準2.1項は、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 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ない場合も想定し、原子炉施設の状況把握が困難な場合及び状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう以下の2つ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により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。
 - b. 中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。
 - 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緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する。
 - 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. 14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、現場において直接機器を作動させるための手段等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対策要員（協力会社を含む。）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を基に、大規模損壊発生時を想定し、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別の教育訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図る。また、最低限必要な要員以外の人員は原則、発電所外に退避するが、発電所内に勤務する人員を最大限に活用しなければならない事態を想定して、重大事故等対策要員以外の人員に対して個別の教育を実施する。

(2) 体制の整備

- ① 大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の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流動性を持って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つ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. 勤務時間外、休日（夜間）においても本発電所内に重大事故等対策要員 64 名（消火活動要員 7 名を含む。）を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。
 - b. 勤務時間外、休日（夜間）における常駐者は、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が発生した場合にも対応できるよう、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、通常の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する。
 - d. 建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員に、発電所対策本部での役務を割り当てる等の柔軟な対応をとる。

- e. 大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの召集に時間をする場合も想定し、本発電所構内の最低要員数により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。
 - f. プルーム放出時には、最低限必要な要員は緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は、本発電所外へ一時避難し、その後、交代要員として本発電所へ再度非常召集する。
- ② 大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む緊急時対策本部要員等が活動を行うに当たっての拠点は、緊急時対策所を基本とする。また、運転員（当直員）の拠点については、中央制御室等が機能している場合は中央制御室とする。なお、緊急時対策所以外にも代替可能なスペースも状況に応じて活用する。
- ③ 大規模損壊発時における本発電所外部からの支援体制として、本店対策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、プラントメーカ及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を構築する。

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に保管する。

② 共通要因による複数の可搬型設備の損傷の防止

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、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して、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、原子炉周辺建屋及び制御建屋から 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よる大規模な燃料火災の発生時において、必要な消防活動を実施するために着用する防護具、消火剤等の資機材及び消防設備を配備する。
- 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 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、本発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数配備する。また、消防活動専用の通信連絡設備を配備する。

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。

V 審査結果

関西電力株式会社が提出した「大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）」（平成25年7月8日申請、平成28年5月18日、11月18日、平成29年2月3日及び4月24日補正）を審査した結果、当該申請は、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
安全重要度分類指針	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
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
規制委員会	原子力規制委員会
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	関西電力株式会社

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
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	大飯発電所原子炉施設保安規定
本申請	大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）（平成25年7月8日申請、平成28年5月18日、11月18日、平成29年2月3日及び4月24日補正）
本発電所	大飯発電所
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
AED	大中破断LOCAが発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
AEI	大中破断LOCAが発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われるが、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
AEW	大中破断LOCAが発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却はできるが、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
ATWS	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
BWR	沸騰水型原子炉
DBA	設計基準事故

DCH	格納容器雰囲気直接加熱
ECCS	非常用炉心冷却装置
E. L.	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
LOCA	冷却材喪失事故
MCCI	溶融炉心・コンクリート相互作用
PAR	静的触媒式水素再結合装置
PCCV	プレストレスコンクリート製格納容器
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
RCP	1次冷却材ポンプ
SA	重大事故等
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
SPDS	安全パラメータ表示システム (SPDS)
TED	過渡事象が発生し、短時間で炉心損傷に至り、さらに、溶融炉心の冷却と、原子炉格納容器内除熱が行われないため、原子炉格納容器の破損に至る可能性があるシーケンス
T. P.	東京湾平均海面