

想定事故 1

1. 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策	4. 1-2
(1) 想定する事故	4. 1-2
(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	4. 1-3
(3) 燃料損傷防止対策	4. 1-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4. 1-10
(1) 有効性評価の方法	4. 1-10
(2) 有効性評価の条件	4. 1-11
(3) 有効性評価の結果	4. 1-14
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4. 1-16
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4. 1-18
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4. 1-19
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	4. 1-19
b. 操作条件	4. 1-20
(3) 操作時間余裕の把握	4. 1-21
4. 必要な要員及び資源の評価	4. 1-22
5. 結論	4. 1-23

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故1）

1. 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(a) 想定事故1：</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p>1) 想定する事故は、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により使用済燃料貯蔵槽の水位が蒸発によって低下するものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p>

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

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

(2) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事象進展の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故1の特徴を捉えていることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る」ものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行う</u>ことを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 想定事故1における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故1における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 想定事故1では、使用済燃料ピット冷却機能喪失を判断する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表4.1.1 想定事故1における重大事故等対策について」において、使用済燃料ピット温度(AM)、使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット監視カメラ等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故1の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故1の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策として、<u>使用済燃料ピットへの代替注水を行う。このため、中型ポンプ車及びミニローリーを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料ピットの状態を監視する。このため、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット水位(AM)等を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料ピットへの代替注水に係る手順については、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、中型ポンプ車への燃料（軽油）補給については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、中型ポンプ車、ミニローリー、軽油タンクが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表4.1.1 想定事故1における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>① 中型ポンプ車による使用済燃料ピット水位への注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表4.1.1 想定事故1における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、使用済燃料ピット温度(AM)、使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット監視カメラが挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット冷却機能の回復操作 ・ 可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ設置操作 ・ 使用済燃料ピット広域水位計(AM)設置操作 ・ 2次系純水タンク、燃料取替用水タンクからの使用済燃料ピット注水操作 ・ 使用済燃料ピット注水機能回復操作

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>② 「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ設置操作、使用済燃料ピット広域水位計（AM）設置操作等が整備されていることを確認した。また、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、2次系純水タンク、燃料取替用水タンクからの使用済燃料ピット注水操作等が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故 1 における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 4.1.1 想定事故 1 における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 使用済燃料ピットへの代替注水に関連する設備として、中型ポンプ車、海水ピット及びこれらを接続する配管が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p>	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 4.1.2 「想定事故 1 の対応手順の概要（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断</u>：使用済燃料ピット水温が65℃に達した場合又は達するおそれがある場合</p> <p><u>使用済燃料ピット水位低下確認</u>：使用済燃料ピットの通常水位はEL31.86m（NWL）であるが、水位低警報値であるEL31.78m（NWL-0.08m）まで低下した場合</p> <p><u>使用済燃料ピット注水機能喪失の判断</u>：注水操作により使用済燃料ピット水位上昇等が確認できない場合</p> <p><u>使用済燃料ピット水位、温度安定状態確認</u>：使用済燃料ピット水位回復及び維持並びに温度安定により確認。</p> <p>補足説明資料（添付資料4.1.3 安定状態について（想定事故1：使用済燃料ピット（SFP）冷却機能又は注水機能の喪失））において、想定事故1の安定状態は、「SFP水位が通常水位（NWL）まで回復し、水位及び温度が安定した状態」であることが示されている。</p>
<p>5) 想定事故の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>（i）個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>（i）タイムチャートは、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ設置操作や使用済燃料ピット広域水位計（AM）設置操作、2次系純水タンク、燃料取替用水タンクからの使用済燃料ピット注水操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 想定事故1の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

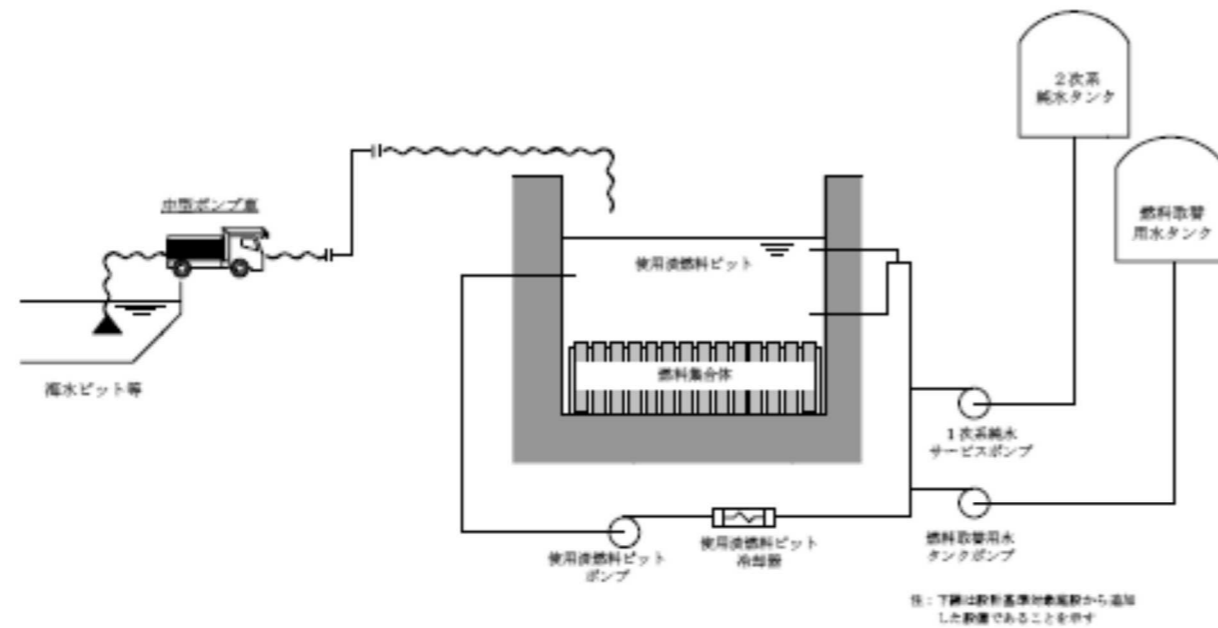


図 4.1.1 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図

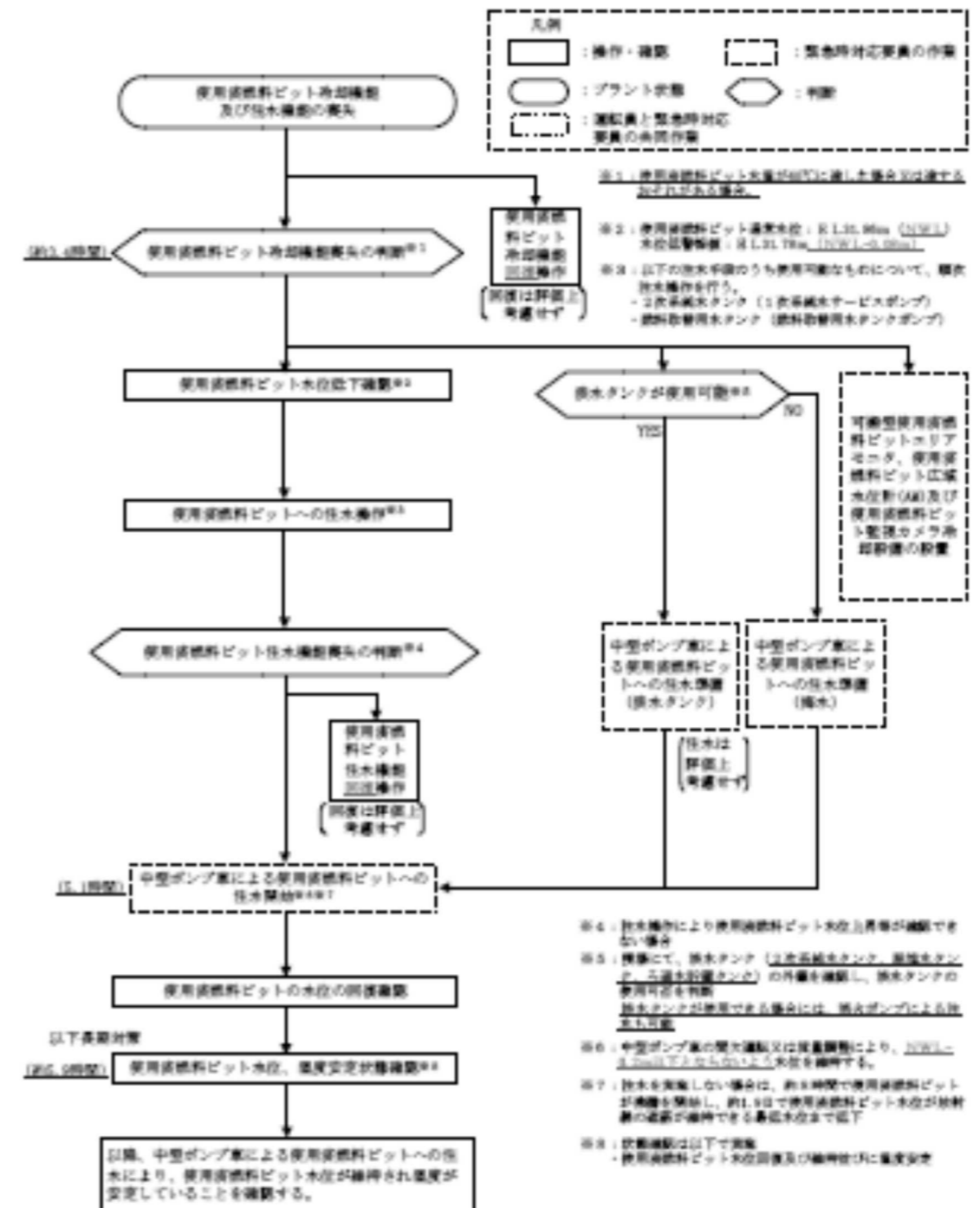


図 4.1.2 想定事故1「使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失」の対応手順の概要（想定事故1の事象進展）

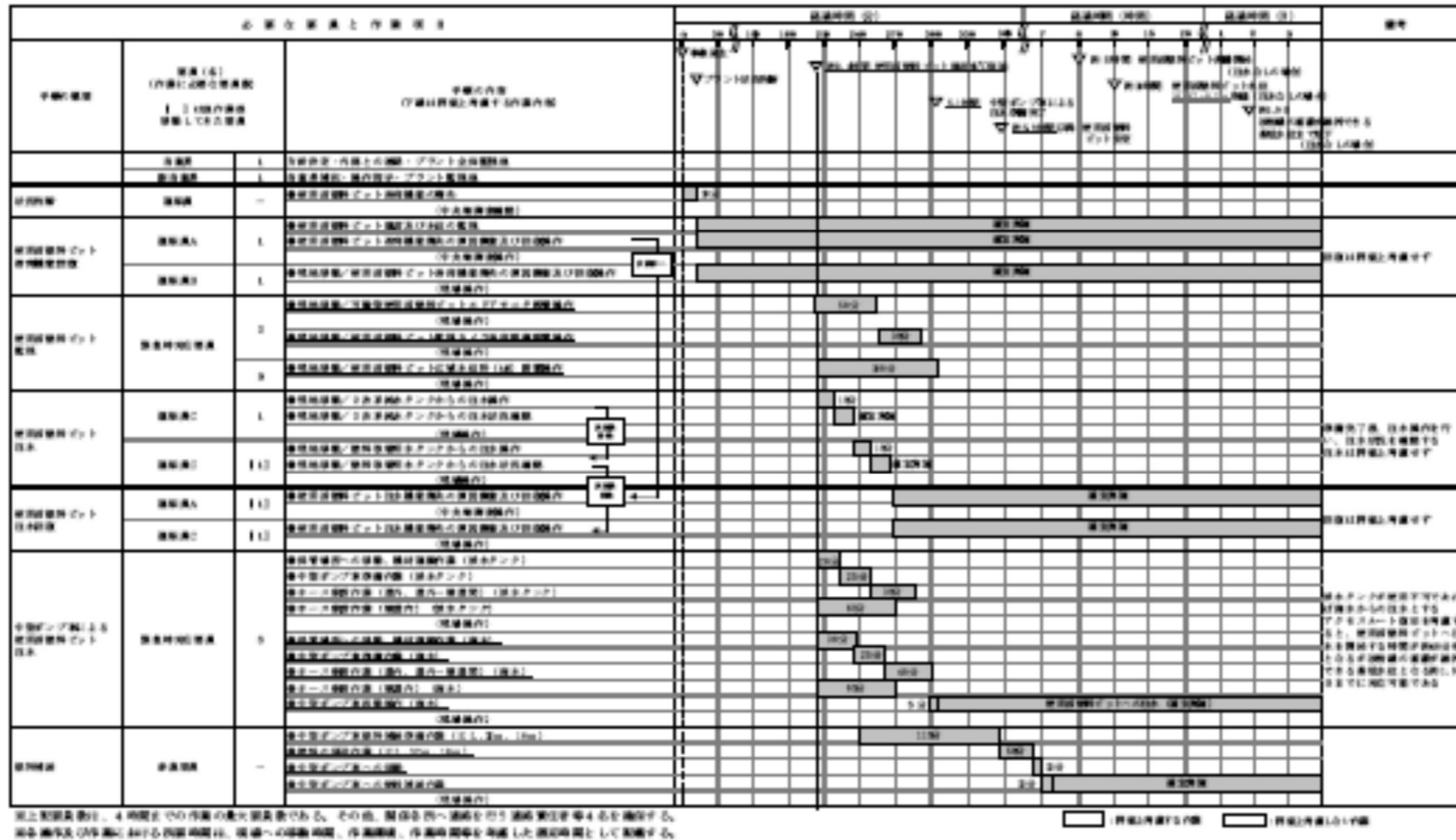


図 4.1.3 想定事故1（使用済燃料ビット冷却機能及び注水機能の喪失）の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 解析対象とした事故シーケンスから、解析対象のシーケンスを選定した理由を確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>※「想定事故1」の重要現象はない。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故1、想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料ピット水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる水位の考え方） 	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料ピットの水位が、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を維持できる水位。通常水位一約 3m）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目 (b) を満たすものとする。評価項目 (b) が満たされる場合は評価項目 (a) も同時に満たされる</u>ことを確認した。具体的には、想定事故1では、使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失によってプール水の温度が上昇し、沸騰を開始する。プール水の補給に失敗すると、蒸発によりプール水が減少しプールの水位が緩慢に低下する。冷却系の回復やプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 通常の冷却機能又は注水機能の喪失を想定する。</p> <p>(b) 申請書に記載された代替冷却設備、代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとすることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 安全機能の喪失に対する仮定として、使用済燃料ピットポンプ等の故障により使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失するものとすることから、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>② 初期条件として、事故発生時の使用済燃料ピット水温は40℃、水位は通常水位-0.08m とすることを確認した。その他の条件については、「表4.1.2 主要解析条件（想定事故1）」において、使用済燃料ピット崩壊熱は11.715MW とし、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、原子炉か</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（想定事故1の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットに隣接するピットやチャンネルの扱いを確認。 	<p>ら使用済燃料ピットに燃料を取り出した直後の状態を想定し、使用済燃料ピット水温が100℃まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳しくなるようAピットの水のみを考慮するとともに、水量は使用済燃料やラックの体積を除いて算出したものを設定しており、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。(c) 現場での操</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（想定事故1の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> SFP への注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であることを確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2(2)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>確認結果（伊方）</p> <p>(i) 機器条件として、<u>中型ポンプ車の流量は 25 m³/h とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表 4.1.2 主要解析条件（想定事故1）」より、想定事故1の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>中型ポンプ車から使用済燃料ピットへの注水流量</u>：使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対し、燃料損傷防止が可能な流量として 25m³/h とする。</p> <p><u>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット最低水位</u>：使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位として、燃料頂部から 4.33m(NWL-3.92m) とする。</p> <p>(ii) 想定事故1において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[※]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>使用済燃料ピット注水</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、緊急時対応要員 12 名であり、現場でのホース敷設（EL. 32m-10m 間）に 40 分、中型ポンプ車準備に 25 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>中型ポンプ車への燃料補給</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、急時対応要員 3 名及び参集要員 3 名であり、現場での中型ポンプ車燃料補給準備作業に 115 分、燃料移送作業（EL. 32m→10m）に 50 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>中型ポンプ車による注水の準備は、事象発生後、使用済燃料ピット水温が 65℃に達した時点から準備を開始するものとし、緊急時対応要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から 5.6 時間後に開始するものとする</u>ことを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸とう開始までの時間 ・ 遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間 ・ SFP への注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること。 	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図 4.1.4 にあるとおり、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失し、A ピットが沸騰するまで約 8 時間であり、蒸発により使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を維持できる水位である通常水位一約 3m となるまでは約 1.9 日であることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。(想定事故1では、燃料の崩壊熱と使用済燃料ピットの保有水量の関係から評価した水位低下時間と、注水可能となる時間とを比較することで評価を実施している。)</p> <p>④ 事故を検知し、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から 5.1 時間（約 0.3 日）後である。これに対し、②にあるとおり、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）まで低下する時間は、約 1.9 日であるため十分な時間余裕があることを確認した。また、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発率（約 19.5m³/h）を上回る容量の中型ポンプ車（25m³/h）を整備していることから、中型ポンプ車による注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水は維持できていることを確認。</p> <p>② 遮へいが維持できる水位は確保されているかを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>(ii) 上記 (i) の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約 8 時間後に 100°C に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下する時間は約 1.9 日である。一方、事故発生後、中型ポンプ車による注水の準備に要する時間は 5.6 時間（約 0.3 日）後である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。中型ポンプ車の流量は 25m³/h であり、使用済燃料ピット水温が 100°C に到達した後の崩壊熱による蒸発量を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図 4.1.4 にあるとおり、燃料上端までの水位は、通常水位一約 7m である。これに対し、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）となるまでに中型ポンプ車による代替注水を行えることから、燃料有効長頂部の冠水は維持できることを確認した。（中型ポンプ車の注水容量は、燃料の崩壊熱による蒸発率よりも大きいことから、水位の回復は可能である）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>② ①にあるとおり、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）となるまでに中型ポンプ車による代替注水を行えることから、遮蔽が維持できる水位は確保されていることを確認した。</p> <p>③ 使用済み燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約 0.974）であり、使用済み燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済み燃料ピット水のほう酸濃度が高い場合、沸騰前と沸騰状態における実効増倍率は1.0（臨界）に対して十分低く、未臨界は維持されることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 4.1.2 使用済み燃料ピット（SFP）有効性評価に係る水位低下時間等評価方法について）において、SFP 水位低下時間等評価の条件設定について根拠が示されている。</p>
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記（ii）にあるとおり、評価結果は使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（a）及び（b）を満足している。評価結果は使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（c）を満足していることを確認した。</p>
<p>（使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済み燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済み燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、上記(3)(ii)にあるとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）となるまでに中型ポンプ車による代替注水を行えること、中型ポンプ車の注水容量(25m³/h)は、燃料の崩壊熱による蒸発率(約 19.5m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済み燃料ピットの実効増倍率は臨界に対して十分低く未臨界は維持されることから、使用済み燃料ピットは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

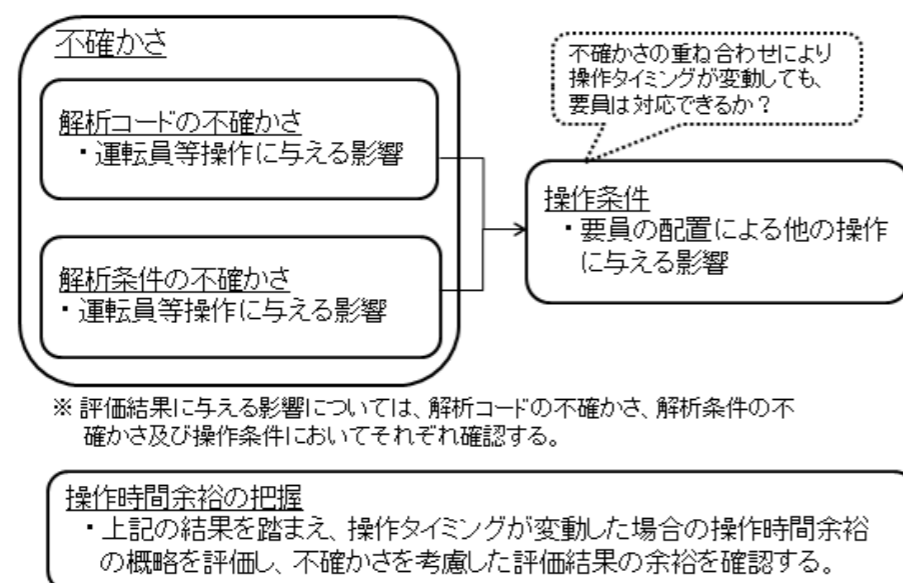
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

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

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

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

なお、「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>(i) 評価条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料ピット水温を起点に注水準備を開始する中型ポンプ車による注水であることを確認した。本操作は使用済燃料ピット水温の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② SFP 初期水温の影響を確認。</p> <p>③ SFP 初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動の影響を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。このため、中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間は遅くなり、中型ポンプ車による注水が遅くなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮した場合、事故条件として設定している水温（40℃）より高くなる場合には、中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温（65℃）に到達するまでの時間は短くなり、中型ポンプ車による注水操作の開始が早くなるが、現場における中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、操作開始時間が変動しても対応が可能であることを確認した。</p> <p>③ 初期水位の変動を考慮した場合、評価条件として設定している水位より高くなるため、中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間は遅くなり、中型ポンプ車による注水が遅くなることを確認した。</p> <p>④ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなるが、中型ポンプ車による注水準備の起点となる使用済燃料ピット水温は、保守的に崩壊熱の高い燃料を選択的に貯蔵した A ピットのみで評価していることから使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動が運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② SFP 初期水温の影響を確認。</p> <p>③ SFP 初期水位の影響を確認。</p> <p>④ SFP の自然蒸発（100℃以下での蒸発）の影響を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となり、また、初期水位の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水位より高い側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約 1.9 日より長くなる。初期水温の変動を考慮し、解析条件である 40℃より厳しい 65℃（使用済燃料ピットポンプ 1 台故障時の水温の上限）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約 1.7 日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生後の 5.6 時間（約 0.3 日）後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなるのが考えられるが、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕もっていることを確認していることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ 初期水位の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水位より高くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>④ その他の解析条件の不確かさ（水温 100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故 1））において、評価条件の一覧が示されている。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 評価条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。 ② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。 ③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。 	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作がないことから、対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 想定事故1においては、使用済燃料ピット水温が65℃に達した時点で中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの代替注水操作に着手するが、この操作は、緊急時対応要員6名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。なお、中型ポンプ車への燃料補給操作は参集要員による操作を想定している。 ② 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの代替注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。 ③ 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの代替注水操作及び中型ポンプ車への燃料補給操作の所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水については、初期水温の変動により中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間が変動する。使用済燃料ピット崩壊熱又は初期水位の変動により中型ポンプ車による注水準備の起点としている使用済燃料ピット水温に到達するまでの時間が遅くなると、操作開始時間は遅くなる。しかし、操作開始時間が変動したとしても、操作開始から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間に変動はないことから、評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。この場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（4）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>（i）操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。</p> <p>（想定事故1の場合）</p> <p>① 放射線の遮へいが維持できる最低水位までに到達する時間とSFPへの注水操作が開始できるまでの時間から余裕時間を確認。</p>	<p>（i）中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの代替注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 2.(3)(i)にあるとおり、事象を検知し、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から5.1時間（約0.3日）後である。これに対し、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）まで低下する時間は、約1.9日であるため十分な時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は20名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は27名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 中型ポンプ車による注水は、電源を必要としない。なお、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機により電源供給が可能であるとしていることを確認した。</p>
<p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故1における対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故の対応では、25m³/hの流量で間欠的に使用済燃料ピットへの注水を行うが、2次系純水タンク等の淡水又は海水を取水源としており、供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本想定事故の対応に必要な燃料としては、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約516kLにて対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量及び7日間の中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水に必要な軽油量の合計は約13kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLにて対応が可能であることを確認した。なお、水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p data-bbox="130 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="130 369 593 401">・ 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="130 415 1012 579">・ 具体的には、想定事故1の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1065 279 2689 310">使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1065 321 2819 485">「想定事故1」において、使用済燃料貯蔵槽への代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（使用済燃料ピットポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1065 495 2427 527">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1065 590 2819 663">以上のとおり、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

想定事故2

1. 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策	4.2-2
(1) 想定する事故	4.2-2
(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	4.2-3
(3) 燃料損傷防止対策	4.2-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4.2-10
(1) 有効性評価の方法	4.2-10
(2) 有効性評価の条件	4.2-11
(3) 有効性評価の結果	4.2-14
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4.2-16
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4.2-18
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4.2-19
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	4.2-19
b. 操作条件	4.2-20
(3) 操作時間余裕の把握	4.2-21
4. 必要な要員及び資源の評価	4.2-22
5. 結論	4.2-23

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故2）

1. 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(b) 想定事故2：</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p>1) 想定する事故は、サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下するものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p>

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

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

(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事象進展の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故2の特徴を捉えていることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピット水位が低下し、燃料が露出して損傷に至ることを確認した。具体的には、「想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料ピット注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る」ものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行うことを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 想定事故2における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故2における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 想定事故2では、使用済燃料ピット水位の低下を確認する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表4.2.1 想定事故2における重大事故等対策について」において、使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット監視カメラが挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故2の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故2の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策は、「想定事故1」と同一であることを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料ピットへの代替注水に係る手順については、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、中型ポンプ車への燃料（軽油）補給については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、中型ポンプ車、ミニローリー、軽油タンクが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表4.2.1 想定事故2における重大事故等対策について」において、整備されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>① 中型ポンプ車による使用済燃料ピット水位への注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表4.2.1 想定事故2における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、使用済燃料ピット温度(AM)、使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット監視カメラ等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水浄化冷却系の回復操作 ・ 使用済燃料ピット冷却機能の回復操作 ・ 可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ設置操作 ・ 使用済燃料ピット広域水位計(AM)設置操作 ・ 2次系純水タンク、燃料取替用水タンクからの使用済燃料ピット注水操作 ・ 使用済燃料ピット注水機能回復操作 <p>② 「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ設置操作、使用済燃料ピット広域水</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>位計（AM）設置操作等が整備されていることを確認した。また、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、2次系純水タンク、燃料取替用水タンクからの使用済燃料ピット注水操作等が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故 2 における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 4.1.1 想定事故 2 における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 使用済燃料ピットへの代替注水に関連する設備として、中型ポンプ車、海水ピット及びこれらを接続する配管が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 4.2.2 想定事故 2「サイフォン現象等による使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失」の対応手順の概要（想定事故 2 の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>設定と解析上の設定がわかるように記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <hr/> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故2」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>使用済燃料ピット水位低下確認</u>：使用済燃料ピットの通常水位は EL31.86m (NWL) であるが、水位低警報値である EL31.78m (NWL-0.08m) まで低下した場合。</p> <p><u>使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断</u>：使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口下端以下に達した場合又は達するおそれがある場合。</p> <p><u>使用済燃料ピット水温上昇確認</u>：使用済燃料ピット水温が使用済燃料ピット温度高警報値 (60℃) となった場合。</p> <p><u>使用済燃料ピット注水機能喪失の判断</u>：注水操作により使用済燃料ピット水位上昇等が確認できない場合。</p> <p><u>使用済燃料ピット水位低下確認</u>：使用済燃料ピット冷却機能喪失に伴う使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、NWL-1.36m よりさらに水が低下した場合。</p> <p><u>使用済燃料ピット水位、温度安定状態確認</u>：使用済燃料ピット水位維持及び温度安定により確認。</p> <p>補足説明資料(添付資料 4.2.3 安定状態について (想定事故2：使用済燃料ピット (SFP) 冷却系配管の破断))において、想定事故2の安定状態は、「SFP 水位が SFP 冷却系出口配管下端位置 (NWL-1.36m) まで回復し、水位及び温度が安定した状態」であることが示されている。</p>
<p>5) 想定事故の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii) 及び (vi) ② で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ設置操作や使用済燃料ピット広域水位計 (AM) 設置操作、2 次系純水タンク、燃料取替用水タンクからの使用済燃料ピット注水操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 想定事故2の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

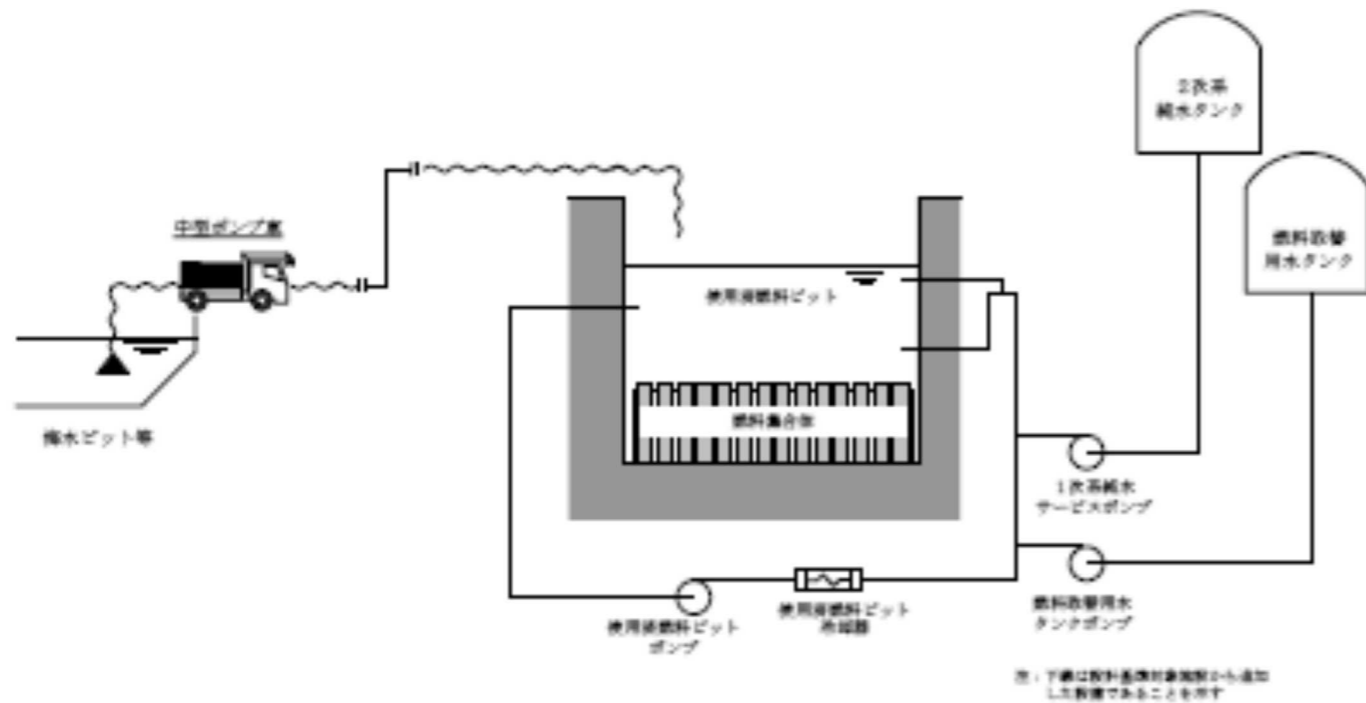
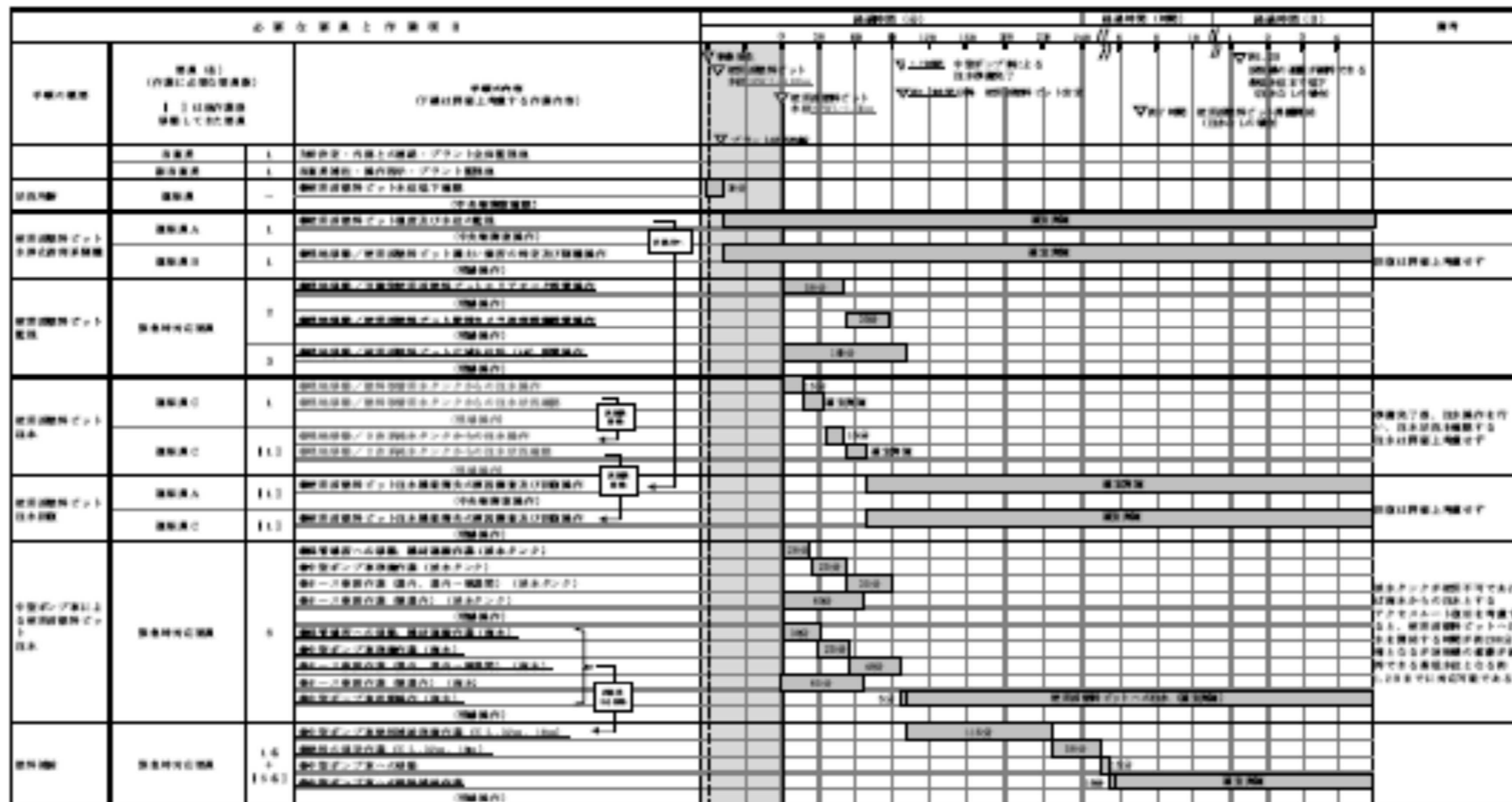


図 4.2.1 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図



図 4.2.2 想定事故2「サイフォン現象による燃料取扱ピット内の水の小規模な発生」の対応手順の概要（想定事故2の事故進展）



※上記作業時間は、4時間までの作業の最大作業数である。その他、関係箇所へ連絡を伴う連絡責任者等4名を確保する。
 ※各機中及び作業における作業時間、現場への移動時間、作業準備、作業時間等を考慮した予定時間として記載する。

図 4.2.3 想定事故2（サイフォン現象等による使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失）における作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 解析対象とした事故シーケンスから、解析対象のシーケンスを選定した理由を確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>※「想定事故2」の重要現象はない。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故1、想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料ピット水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる水位の考え方） 	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料ピット水の小規模な喪失により水位が低下した後、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位。通常水位一約3m。）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(b)を満たすものとする。評価項目(b)が満たされる場合は評価項目(a)も同時に満たされる</u>ことを確認した。具体的には、想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系配管破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(1) 想定事故2</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失によってプール水の温度が上昇し、沸騰を開始する。プール水の補給に失敗すると、蒸発によりプール水が減少しプールの水位が緩慢に低下する。冷却系の回復やプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 通常の冷却機能又は注水機能の喪失を想定する。</p> <p>(b) 申請書に記載された代替冷却設備、代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとすることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等によりピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピット出口配管下端（通常水位－1.36m）まで水位が低下すると想定することを確認した。安全機能の喪失に対する仮定は、この破断により冷却機能が喪失するが、重畳して、注水機能も喪失するものとする。漏えいはこの水位で止まるが、水温が上昇して蒸発が起こる場合は更なる水位低下が生じるものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（想定事故2の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットに隣接するピットやチャンネルの扱いを確認。 	<p>補足説明資料（添付資料4.2.2 想定事故2において想定したサイフォン現象等について）において、SFPの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象の選定根拠等が示されている。</p> <p>② 初期条件として、<u>事故発生時の使用済燃料ピット水温は40℃とする</u>ことを確認した。その他の条件については、「表4.2.2 主要解析条件（想定事故2）」において、使用済燃料ピット崩壊熱は11.715MWとすること、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、原子炉から使用済燃料ピットに燃料を取り出した直後の状態を想定し、使用済燃料ピット水温が100℃まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳しくなるようAピットのみを水量を考慮するとともに、水量は使用済燃料やラックの体積を除いて算出したものを設定しており、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（想定事故2の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> SFP への注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であるかを確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2(2)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(i) 機器条件として、「想定事故1」と同一であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表 4.2.2 主要解析条件（想定事故2）」より、想定事故2の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>中型ポンプ車から使用済燃料ピットへの注水流量：使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対し、燃料損傷防止が可能な流量として 25m³/h とする。</p> <p>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット最低水位：使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位として、燃料頂部から 4.33m(NWL-3.92m) とする。</p> <p>(ii) 想定事故2において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[*]による時間内であることを確認。</p> <p>[*] 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>使用済燃料ピット注水：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、緊急時対応要員 12 名にであり、現場でのホース敷設（EL. 32m-10m 間）に 40 分、中型ポンプ車準備に 25 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>中型ポンプ車への燃料補給：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、急時対応要員 3 名及び参集要員 3 名であり、現場での中型ポンプ車燃料補給準備作業に 115 分、燃料移送作業（EL. 32m → 10m）に 50 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、中型ポンプ車による注水は、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、緊急時対応要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から 2.2 時間後に開始するものとする。なお、本評価では、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しないことを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故2及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸とう開始までの時間 ・ 遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間 ・ SFP への注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること。 	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図 4.2.4 にあるとおり、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失し、A ピットが沸騰するまで約 7 時間であり、蒸発により使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を維持できる水位である通常水位一約 3m となるまでは約 1.2 日であることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。(想定事故2では、燃料の崩壊熱と使用済燃料ピットの保有水量の関係から評価した水位低下時間と、注水可能となる時間とを比較することで評価を実施している。)</p> <p>④ 事故を検知し、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から 2.2 時間（約 0.1 日）後である。これに対し、②にあるとおり、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）まで低下する時間は、約 1.2 日であるため十分な時間余裕があることを確認した。また、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発率（約 19.5m³/h）を上回る容量の中型ポンプ車（25m³/h）を整備していることから、中型ポンプ車による注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水は維持できていることを確認。</p> <p>② 遮へいが維持できる水位は確保されているかを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>(ii) 上記 (i) の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約 7 時間後に 100°C に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下する時間は約 1.2 日である。一方、事故発生後、中型ポンプ車による注水の準備に要する時間は 2.2 時間（約 0.1 日）後である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。中型ポンプ車の流量は 25m³/h であり、使用済燃料ピット水温が 100°C に到達した後の崩壊熱による蒸発量を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図 4.2.4 にあるとおり、燃料上端までの水位は、通常水位一約 7m である。これに対し、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）となるまでに中型ポンプ車による代替注水を行えることから、燃料有効長頂部の冠水は維持できることを確認した。（中型ポンプ車の注水容量は、燃料の崩壊熱による蒸発率よりも大きいことから、水位の回復は可能である）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>② ①にあるとおり、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）となるまでに中型ポンプ車による代替注水を行えることから、遮蔽が維持できる水位は確保されていることを確認した。</p> <p>③ 使用済み燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約 0.974）であり、使用済み燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済み燃料ピット水のほう酸濃度が高い場合、沸騰前と沸騰状態における実効増倍率は臨界に対して十分低く、未臨界は維持されることを確認した。</p>
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記（ii）にあるとおり、評価結果は使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（a）及び（b）を満足している。評価結果は使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（c）を満足していることを確認した。</p>
<p>（使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済み燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済み燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、上記(3)(ii)にあるとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）となるまでに中型ポンプ車による代替注水を行えること、中型ポンプ車の注水容量(25m³/h)は、燃料の崩壊熱による蒸発率(約 19.5m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済み燃料ピットの実効増倍率は臨界に対して十分低く未臨界は維持されることから、使用済み燃料ピットは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

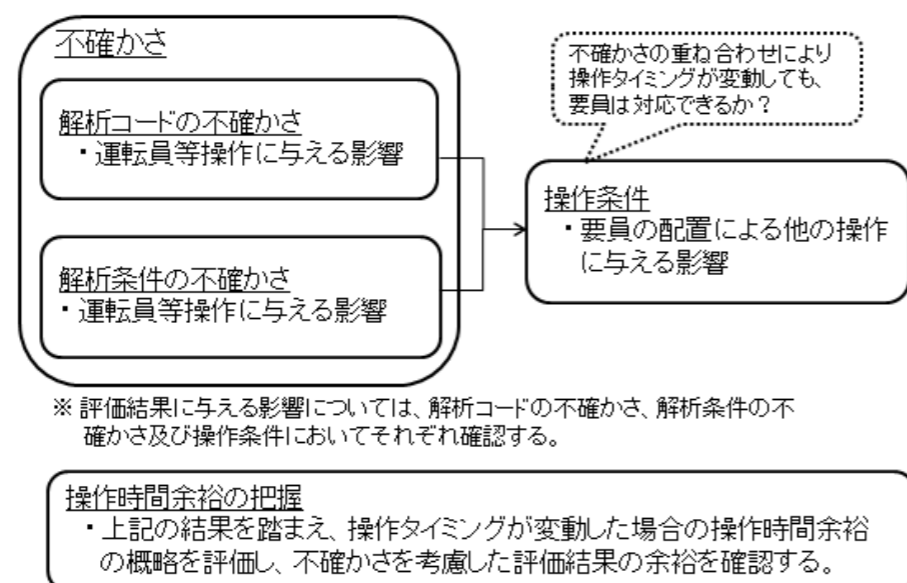
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

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

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

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

なお、「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>(i) 評価条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料ピット水位を起点に注水準備を開始する中型ポンプ車による注水であることを確認した。本操作は使用済燃料ピット水位の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱、SFP 初期水温、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動の影響を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、水位低下に要する時間は変動する。ただし、本評価においては、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの水位の低下に要する時間は考慮せず、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始することから、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態が運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。なお、炉心崩壊熱、使用済燃料ピット初期水温、初期水位の変動を考慮した場合においても、上記と同様に、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの代替注水準備は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始するため、運転員等操作に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② SFP 初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動の影響を確認。</p> <p>④ SFP の自然蒸発(100℃以下での蒸発)の影響を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約1.2日より長くなる。また、初期水温の変動を考慮し、解析条件である40℃より厳しい65℃（使用済燃料ピットポンプ1台故障時の水温の上限）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.1日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生後の2.2時間（約0.1日）後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕もっていることを確認していることから、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなり、使用済燃料ピットの水位低下が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕もっていることを確認していることから、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ その他の解析条件の不確かさ（水温100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料4.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2））において、評価条件の一覧が示されている。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 評価条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。 ② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。 ③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。 	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、前後に他の操作がないことから、対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 想定事故2においては、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するが、この操作は、緊急時対応要員6名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。 ② 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの代替注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。 ③ 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの代替注水操作及び中型ポンプ車への燃料補給操作の所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。この場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（4）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>（i）操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。 （想定事故2の場合）</p> <p>① 放射線の遮へいが維持できる最低水位までに到達する時間とSFPへの注水操作が開始できるまでの時間から余裕時間を確認。</p>	<p>（i）中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの代替注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 2.(3)(i)にあるとおり、事象を検知し、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から2.2時間（約0.1日）後である。これに対し、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3m）まで低下する時間は、約1.2日であるため十分な時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は21名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員27名で対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、燃料等については、「想定事故1」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」と同一である。</p>
<p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故2における対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、燃料等については、「想定事故1」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」と同一である。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、水源の充足性について、燃料等については、「想定事故1」と同一であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、想定事故2の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>「想定事故2」において、使用済燃料貯蔵槽への代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（冷却系配管等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

崩壊熱除去機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 1-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 1-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 1-3
(3) 燃料損傷防止対策	5. 1-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 1-10
(1) 有効性評価の方法	5. 1-10
(2) 有効性評価の条件	5. 1-12
(3) 有効性評価の結果	5. 1-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 1-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 1-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5. 1-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 1-21
b. 操作条件	5. 1-22
(3) 操作時間余裕の把握	5. 1-23
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 1-24
5. 結論	5. 1-25

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：崩壊熱除去機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）														
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。 （注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」における事故シーケンスは、以下の3つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故 <p>（PRA まとめ資料抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1210 726 2326 982"> <tr> <td rowspan="3" style="vertical-align: middle;">崩壊熱除去機能喪失 （RHRの故障による 停止時冷却機能喪失）</td> <td style="text-align: center;">◎ 余熱除去機能喪失</td> <td rowspan="3" style="vertical-align: middle;"> ・ 炉心注水 （充てんポンプ活用） ・ 炉心注水 （代替格納容器スプレイポンプ活用）* *：原子炉補機冷却機能喪失時 </td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">低</td> </tr> </table>	崩壊熱除去機能喪失 （RHRの故障による 停止時冷却機能喪失）	◎ 余熱除去機能喪失	・ 炉心注水 （充てんポンプ活用） ・ 炉心注水 （代替格納容器スプレイポンプ活用）* *：原子炉補機冷却機能喪失時	高	高	高	外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗	高	高	低	原子炉補機冷却機能喪失	中	高	低
崩壊熱除去機能喪失 （RHRの故障による 停止時冷却機能喪失）	◎ 余熱除去機能喪失		・ 炉心注水 （充てんポンプ活用） ・ 炉心注水 （代替格納容器スプレイポンプ活用）* *：原子炉補機冷却機能喪失時		高	高	高								
	外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗				高	高	低								
	原子炉補機冷却機能喪失	中		高	低										

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

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、余熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至ることを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等により、崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る」であり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要があることを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、充てんポンプを用いて炉心注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱、原子炉格納容器の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、余熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「表 5.1.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時における重大事故等対策について」において、余熱除去ループ流量、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>充てんポンプにより炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁を取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、充てんポンプ、燃料取替用水タンク、ディーゼル発電機等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である充てんポンプによる炉心への注水は、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 5.1.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時における重大事故等対策について」において、充てんポンプによる炉心への注水で用いる重大事故等対処設備として、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続するとともに、必要に応じて、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行い、原子炉格納容器の除熱を継続する。このため、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ、格納容器スプレイ冷却器（B）、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>としていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されている格納容器スプレイポンプによる代替再循環を挙げていること、「表 5.1.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時における重大事故等対策について」において、代替再循環による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器スプレイ冷却器（B）等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替再循環を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却・除熱については、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」で整備されている格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ等を用いた格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p><u>補足説明資料（添付資料 5.1.8 安定状態について（燃料取出し前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」であることが示されている。</u></p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備を確認</p>	<p>(iv) 「表 5.1.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材圧力等が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>② 代替再循環に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>② 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、格納容器スプレイラインB積算流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>（v）初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （崩壊熱除去機能喪失の場合）</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切り替え条件を確認。</p>	<p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプル水位計（広域）指示70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水から格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に切り替えることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 5.1.1 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に達するまでの時間について」において、再循環切替水位到達時点での燃料取替用水タンク水位の評価結果が示されている。</p>
<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能回復操作 ・ アニュラス排気ファンの起動 <p>② 有効性評価上は期待しないが、アニュラス排気ファンの起動については、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際には行う操作としてアニュラス排気ファンの起動操作や余熱除去機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>（vii）上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>（vii）上記（vi）で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 5.1.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁</p>	<p>（i）充てんポンプによる炉心への注水に関連する設備として、充てんポンプ、燃料取替用水タンク及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、代替再循環に関連する設備として格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>格納容器スプレイ冷却器（B）等が、格納容器自然対流冷却に関連する設備として格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 5.1.2 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>余熱除去機能喪失の判断</u>：余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却機能喪失を確認した場合は余熱除去機能喪失と判断。</p> <p><u>再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示 16%になれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 70%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p>	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 余熱除去機能回復操作やアニュラス排気ファン起動操作等（実際には行わない）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上さ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>れていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定 事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

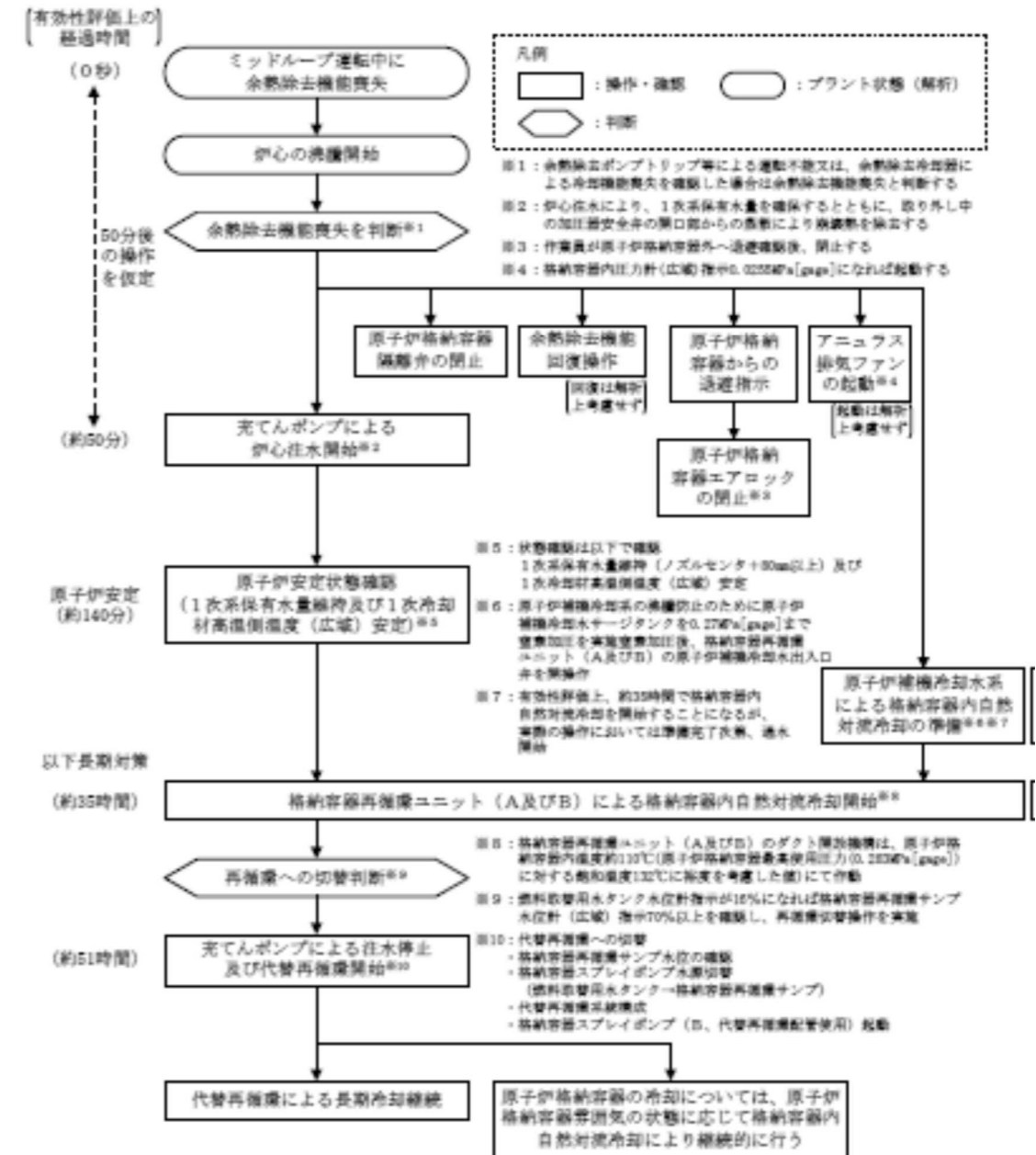
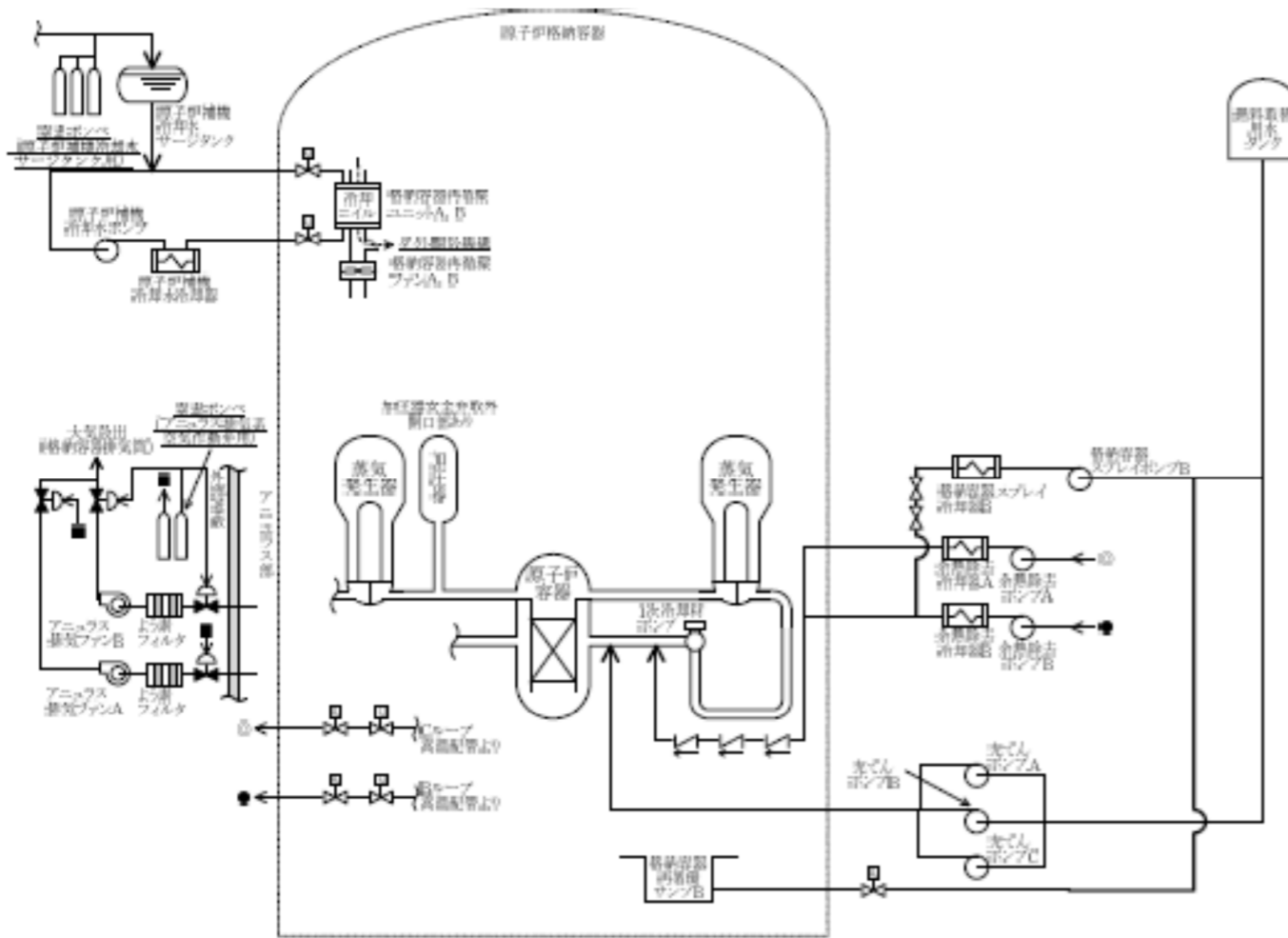


図 5.1.2 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事例進展)

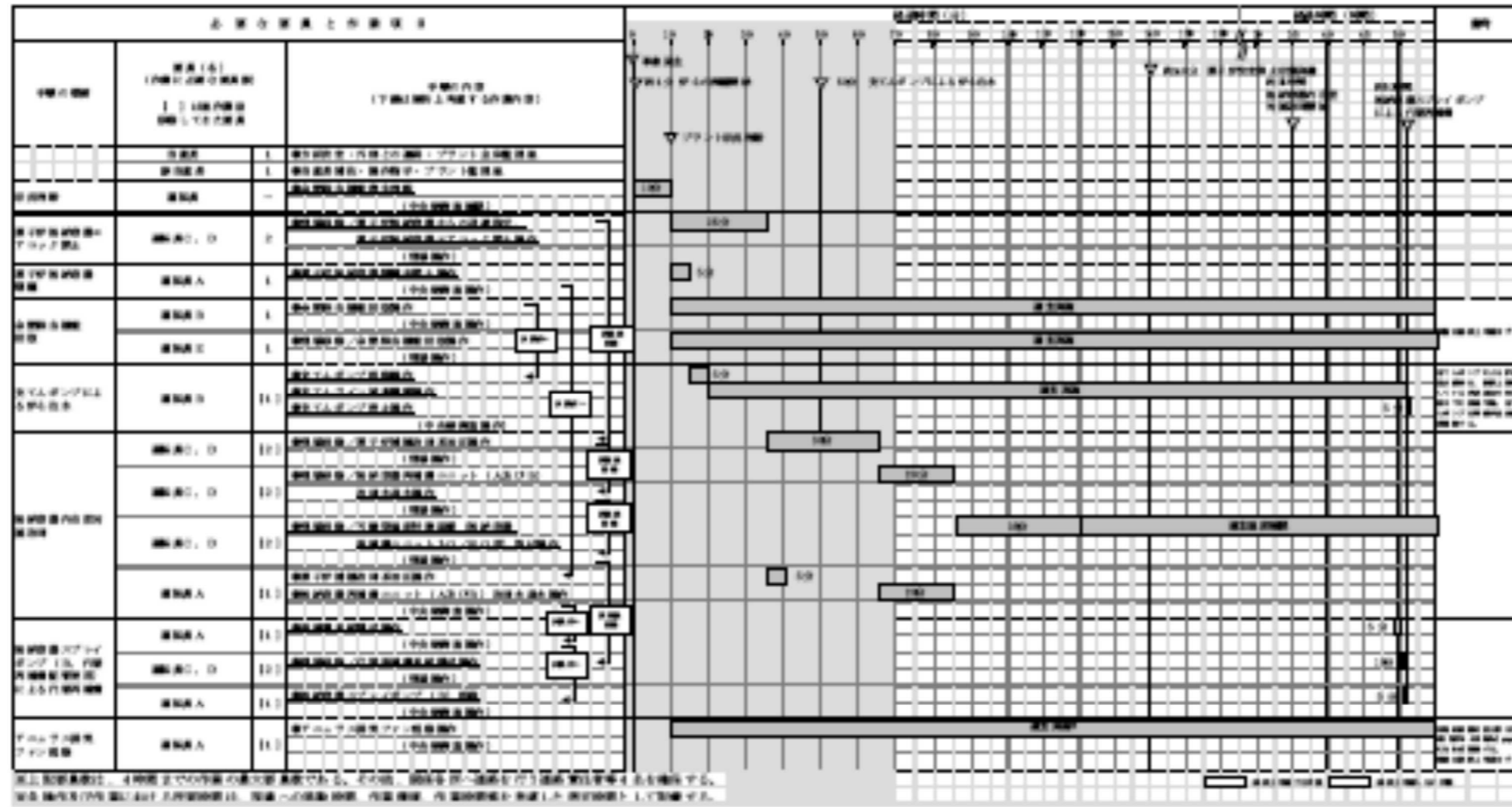


図 5.1.3 燃料取出前のミッドグループ運転中に余熱除去機能喪失による停止時冷却機能喪失の作業者所定時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シナリオグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シナリオ（以下「重要事故シナリオ」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シナリオ選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シナリオが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シナリオグループから、重要事故シナリオを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シナリオは、「I 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」により選定された最も厳しい事故シナリオと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シナリオはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シナリオ選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シナリオの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRA で選定された事故シナリオは「余熱除去機能喪失」であるが、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定である。このことから、本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」とすることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは、「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シナリオグループにおける事故シナリオは、「余熱除去機能喪失」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「余熱除去機能喪失」が起こるとすることを確認した。重要事故シナリオの選定にあたっては、有効性評価ガイド 3.3 の着眼点を踏まえ、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シナリオとすることを確認した。なお、原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までの期間のうち、ミッドループ運転中とした理由は①のとおり。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.1.3 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））において、運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮へい、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されている。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シナリオの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シナリオの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(i) 本重要事故シナリオにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における ECCS 強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びポイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 蓄圧タンク注入、ECCS 強制注入等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いることを確認した。M-RELAP5 の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転中のRHR 又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転中のRHR 又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 原子炉の状態及び緩和設備の待機状態を考慮し、代替の崩壊熱除去機能又は原子炉冷却材の補給機能を有する設備の作動を仮定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 待機中のRHR による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 代替UHSS による崩壊熱除去機能の確保（原子炉補機冷却機能が喪失している場合）</p> <p>iii. 待機中のECCS 等又は代替注水設備による原子炉冷却材の補給機能の確保</p> <p>iv. 補助給水系と主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの崩壊熱除去機能の確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されていない場合）</p> <p>v. 燃料取替用水タンクからの重力注入による原子炉冷却材の補給機能の確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されず、大口径の開口部が1次冷却系に設けられている場合）</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。その理由として、外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、余熱除去ポンプの故障等による余熱除去系の機能喪失が、2系統で同時に発生することを想定することを確認した。安全機能の喪失の仮定として、起因事象の想定により、両系列の余熱除去機能が喪失することを確認した。</p> <p>② 「表 5.1.2 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後 55 時間とする。また、外部電源はないものとする。これは、資源の確保の観点から厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん/高圧注入ポンプの使用台数、設定する流量とその理由を 	<p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「表 5.1.2 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>充てんポンプ：充てんポンプによる炉心注水流量は、30m³/h とする。これは、炉心注水開始を事象発生後 50 分とした場合の崩壊熱による蒸発量(29.7m³/h)を上回る流量であることを確認した。具体的には、炉心への注水は、充てんポンプ 1 台を使用するものし、原子炉停止 55 時間後を事象開始として、事象発生から 50 分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約 29.7m³/h）を上回る流量として 30m³/h を設定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>確認。</p> <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>（ii）有効性評価ガイド 3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している余熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、原子炉格納容器隔離、充てんポンプによる炉心注水、アニュラス排気ファン起動操作については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>格納容器内自然対流冷却</u>：「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員 1 名、現場対応の運転員 6 名であり、現場での原子炉補機冷却水系加圧操作に 30 分、格納容器再循環ユニット（A 及び B）への冷却水通水操作に 20 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>格納容器スプレイ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室 1 名、現場 2 名であり、中央制御室での代替再循環系統構成操作に 5 分、中央制御室での格納容器スプレイ（B、代替再循環配管使用）の起動に 5 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器エアロック閉止</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、本操作に係る要員は運転員 2 名であり、現場での原子炉格納容器エアロック閉止完了まで 25 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>② 充てんポンプによる炉心注水操作の開始は、事象発生を検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、事象発生から 50 分後とすることを確認した。操作余裕時間の評価については、「（3）操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 充てんポンプによる炉心注水操作は、有効性評価上は事象発生から 50 分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失) 起回事象に関連するパラメータ： ・ 炉心上端ボイド率 ・ 1次系温度</p> <p>動的機器の作動状況： ・ 注入流量</p> <p>対策の効果： ・ 注入流量/流出流量 ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 ・ 1次系圧力</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図5.1.5、図5.11より、余熱除去機能の喪失により1次系温度が上昇していること、炉心にボイドが発生している（炉心上端ボイド率がゼロ以上）ことから、余熱除去系が機能喪失していることを確認した。</p> <p>③ 図5.1.6より、機器条件で設定したとおりの充てんポンプによる炉心への注水流量が確保されていることを確認した（30m³/h→約8.5kg/s）。</p> <p>④ 図5.1.6、図5.1.8、図5.1.9、図5.1.11、図5.1.12より、充てんポンプによる炉心注水流量と加圧器頂部からの冷却材放出流量がバランスすることで、1次系保有水量が安定しているとともに原子炉容器水位はTAF以上を確保できており、1次系温度や燃料被覆管の温度は有意に上昇していないことから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。また、加圧器頂部からの流出流量の変動と加圧器頂部クオリティとの関係や加圧器頂部からの流出形態と1次系圧力の挙動の関連等、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.1.5「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の挙動説明)には、1次系圧力と加圧器開口部からの流出流量の推移についての説明が示されている。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.1.6ミッドループ運転中の線量率について)には、当該事象での作業員被ばくが線量当量限度100mSvより十分小さいことが示されている。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.1.7運転停止中の原子炉における「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について)には、事象に伴う反応度変化（冷却材密度低下、ほう素密度低下）を考慮しても未臨界性が十分に確保できることが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水、遮へいが維持される水位） ② 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度） <p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生1分後から、1次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで1次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生後50分から充てんポンプにより炉心注水を開始することにより、事象発生後140分には加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量とが釣り合い、1次冷却系の保有水量及び1次冷却材温度は安定する。事象発生後、燃料有効長頂部のポイド率は最大でも0.6程度であり、充てんポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはない。燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはない。ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるポイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する可能性がある。しかし、その場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから未臨界は維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 図5.1.8にあるとおり、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることを確認した。原子炉容器水位はTAF以上を確保できていることに加え、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができていることを確認した。なお、原子炉容器水位が仮にTAFまで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されていること、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。 ② 炉心崩壊熱による1次冷却材のポイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、炉心が燃料取替作業時の未臨界確保の観点から高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する可能性があることから、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-10%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。 <p>(3) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心注水により、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保できていること、原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できていること及び事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-10%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆 	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による代替再循環運転に切替えるとともに、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで原子炉を安定状態へ移行可能</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図5.1.9及び図5.1.11にあるとおり、事象発生から約100分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。以降は格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環で炉心の冷却・除熱を行うとともに、必要に応じて格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の長期的な冷却・除熱を維持することを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

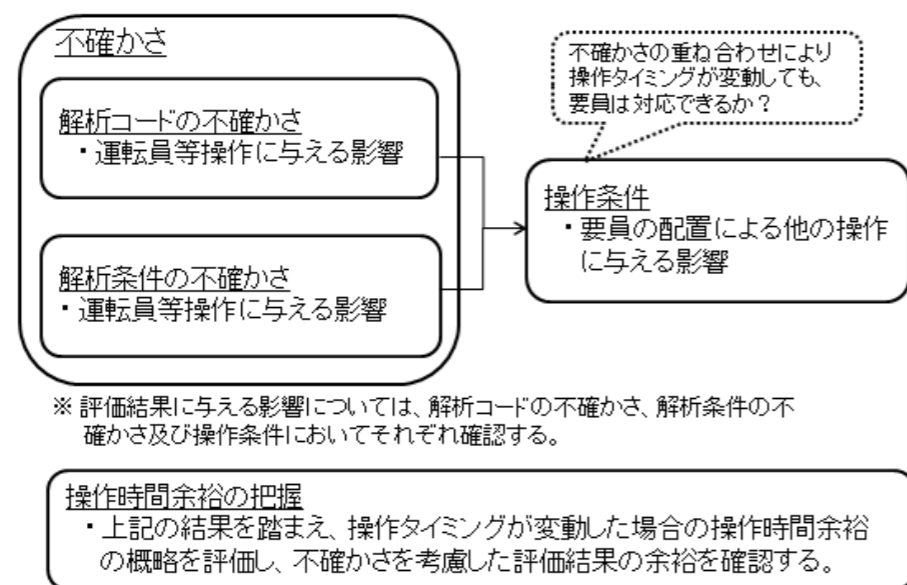
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。 不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である充てんポンプによる炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である充てんポンプによる炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記①のとおり、M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より 0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 0.6m 高い位置まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはないことを確認した。具体的には、図 5.1.8 にあるとおり、原子炉容器水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器水位は炉心上端から約 0.6mの高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.1.12 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.1.13 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」の解析コード M-RELAP5 の不確かさについて）において、1次系圧力が低圧の場合の炉心水位の不確かさ評価結果が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。（伊方3号炉は最確値で評価をしているため、確認不要）</p>	<p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱について影響評価を行うことを確認した。なお、伊方3号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 上記(ii)②にあるとおり、本重要事故シーケンスの重大事故等対策である充てんポンプによる炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、本操作に係る解析条件の不確かさはないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、伊方3号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件では、炉心崩壊熱は保守的（大きい）な値に設定されているため実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② <u>充てんポンプによる炉心注水操作については、一連の操作が中央制御室で実施され、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心への注水操作を行う要員は、本操作の前に余熱除去機能回復操作を行うものの、充てんポンプによる炉心への注水操作と余熱除去機能回復操作と充てんポンプによる炉心注水操作は中央制御室からの操作であり操作の重複はないこと、以降は充てんポンプの流量調整、停止操作を専任で行うため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 充てんポンプによる炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる（解析上は事象発生 50 分後より開始するが、実際には準備完了した段階で実施）。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 充てんポンプによる炉心への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 図 5.1.13 にあるとおり、1 次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで低下する時間を 1 次系保有水量の減少率で外挿して評価した結果、充てんポンプによる炉心への注水開始の時間余裕として、23 分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.1.14 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時における炉心注水操作の時間余裕について）において、充てんポンプによる炉心注水開始の時間余裕について評価結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は25名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は30名であり対応可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対してディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である充てんポンプによる炉心注水の水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による炉心冷却を実施するため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約516kLで対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLで対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記(iii)のとおり。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している充てんポンプによる炉心注水並びに格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）を用いた代替再循環による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」において、充てんポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系の2系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、充てんポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くために、格納容器スプレイ系による代替再循環等により、炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

全交流動力電源喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 2-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 2-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 2-3
(3) 燃料損傷防止対策	5. 2-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 2-11
(1) 有効性評価の方法	5. 2-11
(2) 有効性評価の条件	5. 2-13
(3) 有効性評価の結果	5. 2-17
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 2-20
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 2-22
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5. 2-23
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 2-23
b. 操作条件	5. 2-24
(3) 操作時間余裕の把握	5. 2-25
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 2-26
5. 結論	5. 2-27

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）								
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。 （注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>（PRA まとめ資料抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1187 588 2315 798"> <tr> <td data-bbox="1187 588 1394 798">全交流動力電源喪失</td> <td data-bbox="1394 588 1439 798">◎</td> <td data-bbox="1439 588 1840 798">外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失</td> <td data-bbox="1840 588 2136 798">+ 空冷式非常用発電装置+炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ活用）</td> <td data-bbox="2136 588 2181 798">-</td> <td data-bbox="2181 588 2226 798">-</td> <td data-bbox="2226 588 2270 798">-</td> <td data-bbox="2270 588 2315 798">全 部 の 機 器</td> </tr> </table>	全交流動力電源喪失	◎	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	+ 空冷式非常用発電装置+炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ活用）	-	-	-	全 部 の 機 器
全交流動力電源喪失	◎	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	+ 空冷式非常用発電装置+炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ活用）	-	-	-	全 部 の 機 器		

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

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>全交流動力電源喪失に起因する余熱除去系の炉心注水機能喪失及び全交流動力電源喪失に</u>従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失に起因する余熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、<u>運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、安全上重要な機器の交流電源が喪失することにより、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなることに伴い、余熱除去系による崩壊熱除去機能も喪失することから、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る」であり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水等を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより炉心の除熱、原子炉格納容器の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

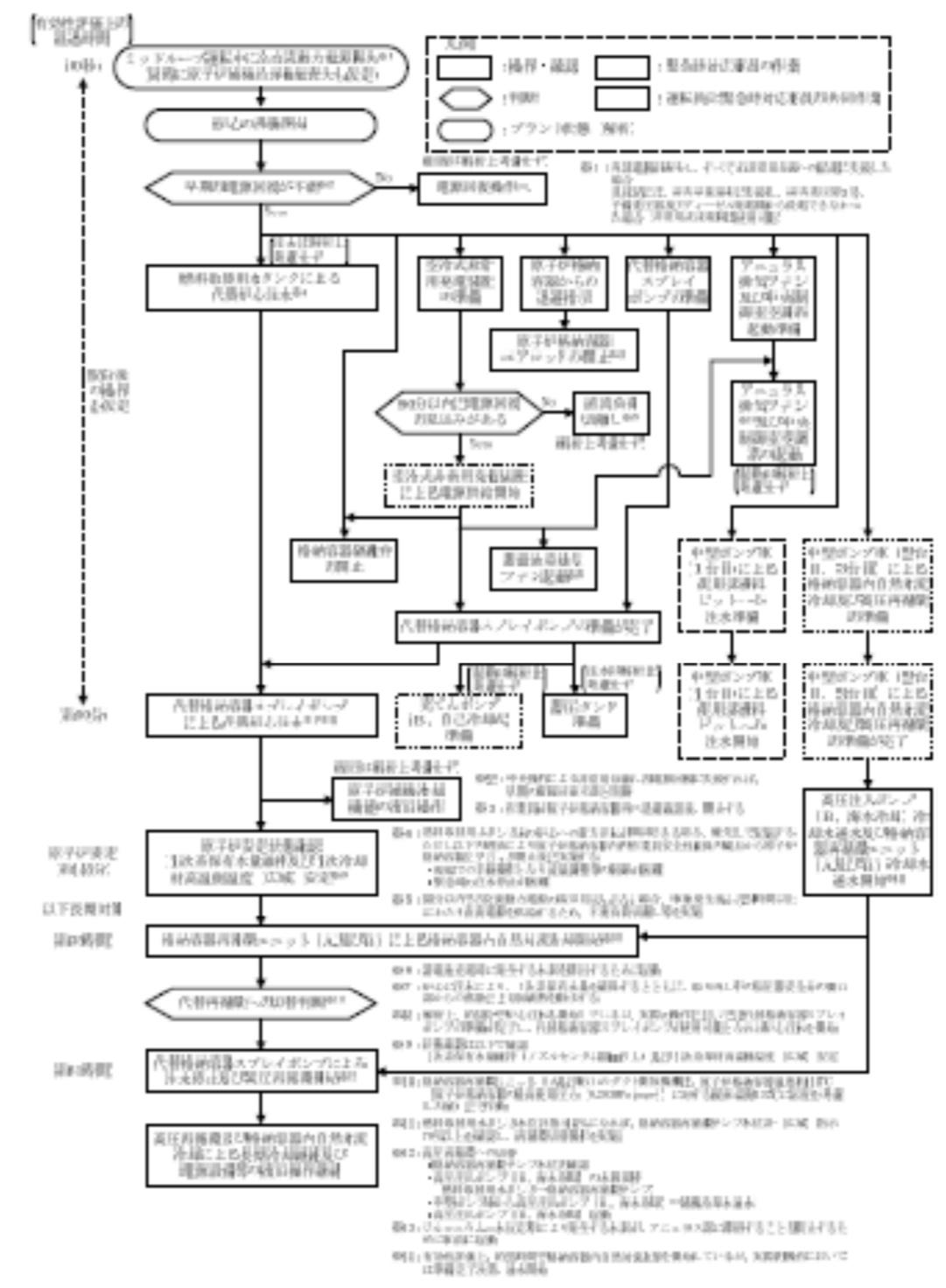
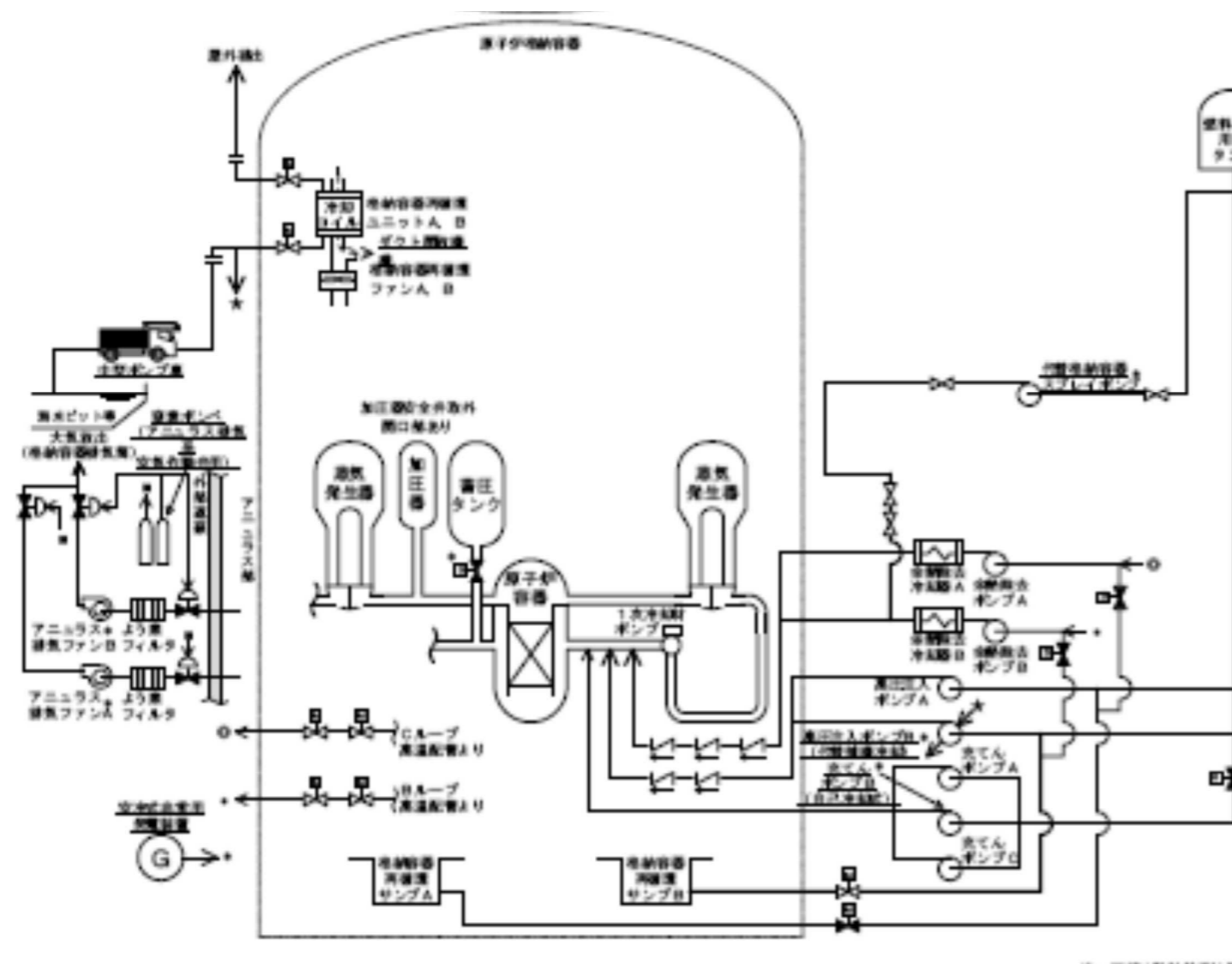
審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備はない。しかしながら、「表 5.2.1 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について」において、「外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断する」と整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置、ミニローリー等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で、代替格納容器スプレイポンプ駆動用の電源の確保については「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 5.2.1 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水で用いる重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>補足説明資料(添付資料 5.2.1 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段)には、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水と蓄圧タンクによる炉心注水の運用に対する検討結果が示されている。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>[*]有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>格納容器再循環サンプと高圧注入ポンプを用いた高圧再循環運転により炉心への注水を継続する。このため、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、格納容器再循環ユニットに海水を通水することで格納容器内自然対流冷却を実施し、原子炉格納容器の除熱を行う。このため、中型ポンプ車、ミニローリー等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニット（A及びB）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されている高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環及び格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却を挙げていること、「表 5.2.1 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環及び格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故等対処設備として、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、格納容器再循環ユニット（A及びB）、軽油タンク挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>補足説明資料(添付資料 5.2.2 ミッドループ運転中の全交流動力電源喪失時における高圧注入ポンプ)には、代替機器がない当該機器の故障頻度が 1.5×10^{-10}/炉年と小さいことが示されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態及び原子炉格納容器の閉じ込め機能の長期維持については①に示すとおり、高圧再循環及び格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却及び原子炉格納容器の閉じ込め機能を長期的に</p>

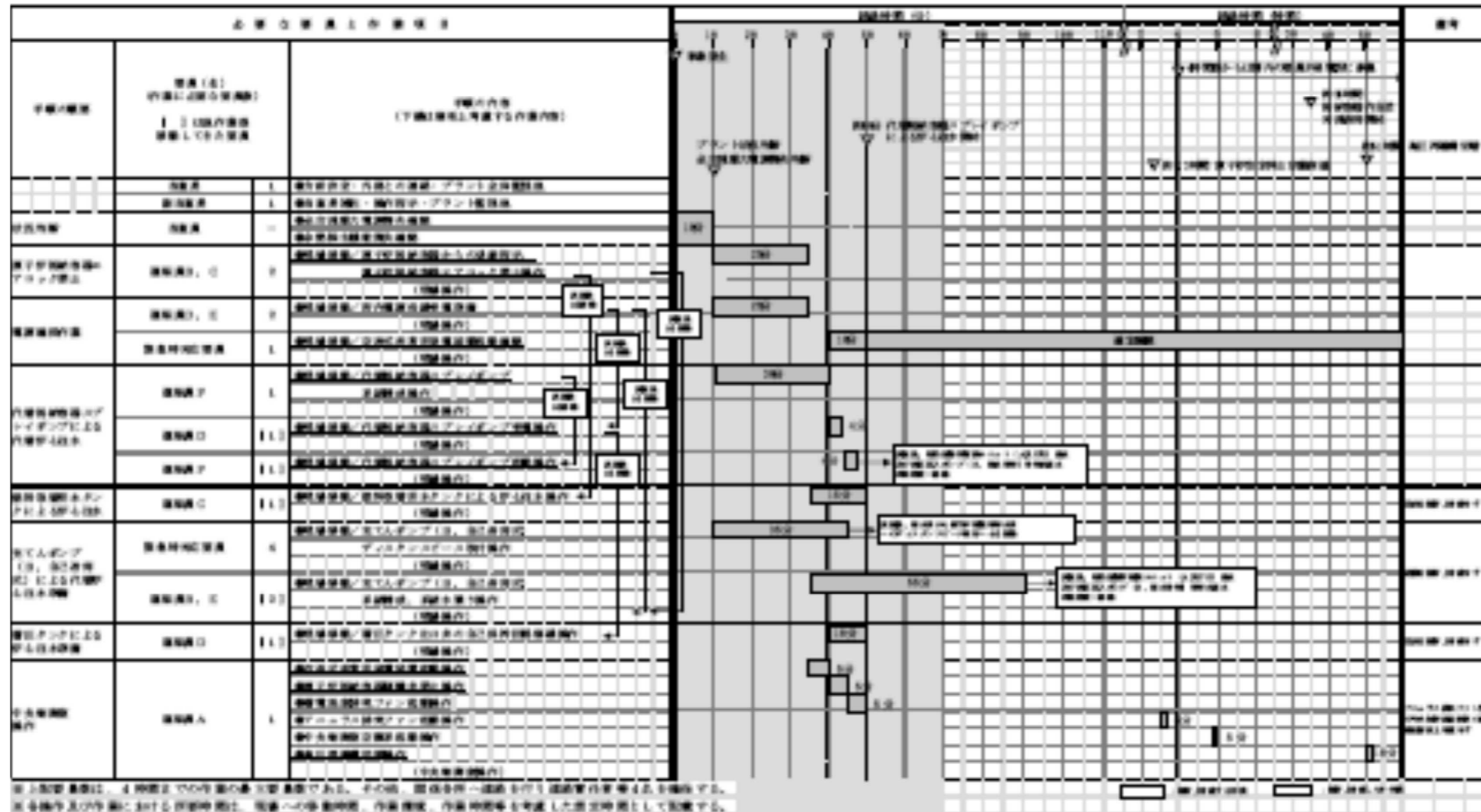
審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料 5.2.6 安定停止状態について（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」であることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「表 5.2.1 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材圧力、加圧器水位、代替格納容器スプレイライン積算流量（AM）、等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材圧力、格納容器内温度、格納容器内圧力（広域）、格納容器再循環サンプ水位（広域）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 高圧再循環への切り替え条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク水位計指示が 16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示 70%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、格納容器スプレイ注入機能喪失を判断した段階で格納容器内自然対流冷却の準備に着手し、原子炉格納容器内温度が 110℃に到達すればダクト開放機構が自動的に作動することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンクによる代替炉心注水（重力注入） ・充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水 ・蓄圧タンクによる炉心注水 ・アニュラス排気ファン起動 ・原子炉補機冷却機能復旧 <p>② 有効性評価上は期待しないが、燃料取替用水タンクによる代替炉心注水（重力注入）、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水、蓄圧タンクによる炉心注水については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、アニュラス排気ファン起動については、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」に、原子炉補機冷却機能復旧については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として、燃料取替用水タンクによる代替炉心注水（重力注入）や充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水、原子炉補機冷却機能復旧が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 5.2.1 『全交流動力電源喪失』の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>（i）代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水に関連する設備として、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に関連する設備として高圧注入ポンプ(B、海水冷却)、格納容器再循環サンプ (B)、格納容器再循環ユニット(A 及び B)、中型ポンプ車等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>（i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、</p>	<p>（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 5.2.2 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失の判断</u>：外部電源が喪失し、すべての非常用母線への給電に失敗した場合、具体的には、予備変圧器及びディーゼル発電機から</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>受電できなくなった場合（非常用直流電源は使用可能）に、全交流動力電源喪失と判断。 <u>早期の電源回復不能</u>：中央制御室からの操作による非常用母線への電源回復に失敗すれば、早期の電源回復に失敗と判断。 <u>原子炉安定状態確認</u>：1次系保有水量維持及び1時冷却材高温側温度（広域）安定により確認。 <u>高圧再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば、格納容器再循環サンプル水位計（広域）指示70%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順書等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順書等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 燃料取替用水タンクによる代替炉心注水、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水、蓄圧タンクによる炉心注水、アニュラス排気ファン起動、原子炉補機冷却機能復旧操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>





2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シナリオグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シナリオ（以下「重要事故シナリオ」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シナリオ選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シナリオが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シナリオグループから、重要事故シナリオを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シナリオは、「I 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」により選定された最も厳しい事故シナリオと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シナリオはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シナリオ選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シナリオの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シナリオはPRAで選定されたシナリオと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは、「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。PRAの手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シナリオグループにおける事故シナリオは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」が起こるとしている。さらに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能の喪失の重畳も考慮していることを確認した。重要事故シナリオの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.3の着眼点を踏まえ、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シナリオとすることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.2.4燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(全交流動力電源喪失))において、運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮へい、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されている。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シナリオの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シナリオの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(i) 本重要事故シナリオにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系におけるECCS強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系におけるECCS強制注入等を取り扱うことのできるM-RELAP5を用いることを確認した。M-RELAP5の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。	

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源システムも機能喪失する。 このことによって、RHR 等による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電システムの故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源システムの機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24 時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。（ただし、3.2 (3) b を適切に考慮すること。）</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 代替電源設備による崩壊熱除去機能又は原子炉冷却材補給機能の確保</p> <p>ii. 補助給水系と主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの崩壊熱除去機能の確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されていない場合）</p> <p>iii. 燃料取替用水タンクからの重力注入による崩壊熱除去機能を確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されず、大口径の開口部が1次冷却系に設けられている場合）</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失により余熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失することを確認した。具体的には、起因事象として外部電源喪失を、安全機能の喪失に対する仮定として非常用所内交流動力電源及びこれにより従属的に発生する原子炉補機冷却機能の喪失を想定していることを確認した。</p> <p>② 「表 5.2.2 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始（ミッドループレートの準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しい設定とするために短くしている）時間として、原子炉停止後 55 時間とすることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプの流量とその理由を確認。 	<p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「表 5.2.2 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ：代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水流量は、30m³/h とする。これは、代替炉心注水開始を事象発生後 50 分とした場合の崩壊熱による蒸発量（29.7m³/h）を上回る流量であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（ii）有効性評価ガイド 3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している外部電源、非常用所内交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>原子炉格納容器エアロック閉止</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、本操作に係る要員は運転員 2 名であり、現場での原子炉格納容器エアロック閉止完了まで 25 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>電源確保作業</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名及び緊急時対応要員 1 名であり、現場での所内電源母線受電準備操作に 25 分、空冷式非常用発電装置起動確認に 20 分、中央制御室での空冷式非常用発電装置準備及び起動操作に 25 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名及び発電所災害対策本部要員 4 名であり、現場での系統構成、系統水張りに 65 分、ディスタンスピース取替に 40 分、中央制御室での起動操作に 5 分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、運転員 2 名により現場での系統構成操作に 25 分、起動に 4 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち系統構成操作の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>燃料取替用水タンクによる代替炉心注水（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、中央制御室の運転員 1 名及び現場対応の運転員 1 名により、中操制御室での系統構成に 5 分、現場での余熱除去ポンプ入口弁開操作（移動含む）に 15 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち現場での余熱除去ポンプ入口弁開操作（移動含む）の作業時間が整理されていることを確認した。なお、燃料取替用水タンクによる代替炉心注水は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>蓄圧タンクによる炉心注水（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、中央制御室の運転員 1 名及び現場対応の運転員 1 名により、中操制御室での蓄圧タンク出口弁開操作に 5 分、現場での自己保持回路解線操作（移動含む）に 15 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち現場での</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>蓄圧タンク出口弁の自己保持回路解線操作（移動含む）の作業時間が整理されていることを確認した。なお、蓄圧タンクによる炉心注水は有効性評価上、考慮していない。</p> <p>燃料補給：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、緊急時対応要員3名、参集要員3名であり、現場での中型ポンプ車燃料補給準備作業（EL32m、EL10m）操作に60分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>格納容器内再循環ユニット（A及びB）海水通水及び高圧注入ポンプ（B、海水冷却）冷却水通水操作：「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、緊急時対応要員10名、運転員5名、中央制御室1名であり、現場での保管場所まで移動・機材運搬に30分、中型ポンプ車2台の準備に45分、ディスタンスピース取替に40分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピットへの注水操作：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、緊急時対応要員6名により作業を実施し、現場でのホース敷設（EL32m→10m、建屋内）に95分、ホース敷設（屋外、屋外-建屋間）に40分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>アニュラス排気ファン起動準備（有効性評価上、期待しない操作）：「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員数は、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名であり、現場での窒素ポンペ（アニュラス排気系空気作動弁用）接続・空気供給に20分、系統構成に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、アニュラス排気ファンの起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>空冷式非常用発電装置が利用できるのは、事象発生から45分後以降とする。代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断、空冷式非常用発電装置の準備及び代替格納容器スプレイによる代替炉心注水操作に要する時間を考慮して、事象発生から50分後とする</u>ことを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイによる代替炉心注水操作は、有効性評価上は事象発生から50分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失) 動的機器の作動状況： ・ 注入流量/流出流量 対策の効果： ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 ・ 1次系圧力</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図5.2.4、図5.2.5、図5.2.11より、過渡開始後より1次系圧力、温度が上昇傾向を示していることから、全交流動力電源喪失により余熱除去機能が喪失していることを確認した。</p> <p>③ 図5.2.6より、機器条件で設定したとおりの代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水流量（約8.5kg/s→約30m³/h）が確保されていることを確認した。</p> <p>④ 図5.2.4、図5.2.8、図5.2.9、図5.2.11、図5.2.12より、加圧器頂部からの1次冷却材の流出流量と代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水流量がバランスすることにより1次系保有水量が安定しているとともに、原子炉容器水位はTAF以上を確保できており、1次系温度や燃料被覆管の温度は有意に上昇していないことから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。また、加圧器頂部からの流出流量の変動と加圧器頂部クオリティとの関係や加圧器頂部からの流出形態と1次系圧力の挙動の関連等、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水、遮へいが維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生1分後から、1次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで1次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生後45分で空冷式非常用発電装置が利用可能になり、50分後に空冷式非常用発電装置を電源とする代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始する。これにより、事象発生後140分には加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合い、1次冷却系の保有水量及び1次系温度は安定する。事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも0.6程度であり、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水により、炉心は露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることではない。ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるボイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、そのような場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから、未臨界は維持されるとしていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図5.2.8にあるとおり、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることを確認した。原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることに加え、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができていることを確認した。なお、原子炉容器水位が仮にTAFまで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されていること、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② 炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、炉心が燃料取替作業時の未臨界確保の観点から高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する可能性があることから、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-10%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水により、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保できていること、原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できていること及び事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-10%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、中型ポンプ車を用いて高圧注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）を用いた高圧再循環運転に切替えるとともに格納容器再循環ユニット（A及びB）を用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続することで、燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図5.2.9及び図5.2.11にあるとおり、事象発生から約140分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。以降は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達後、高圧再循環に切替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できるとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.2.6安定停止状態について（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故））には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
備されていることを確認。	安定した状態」であることが示されている。

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

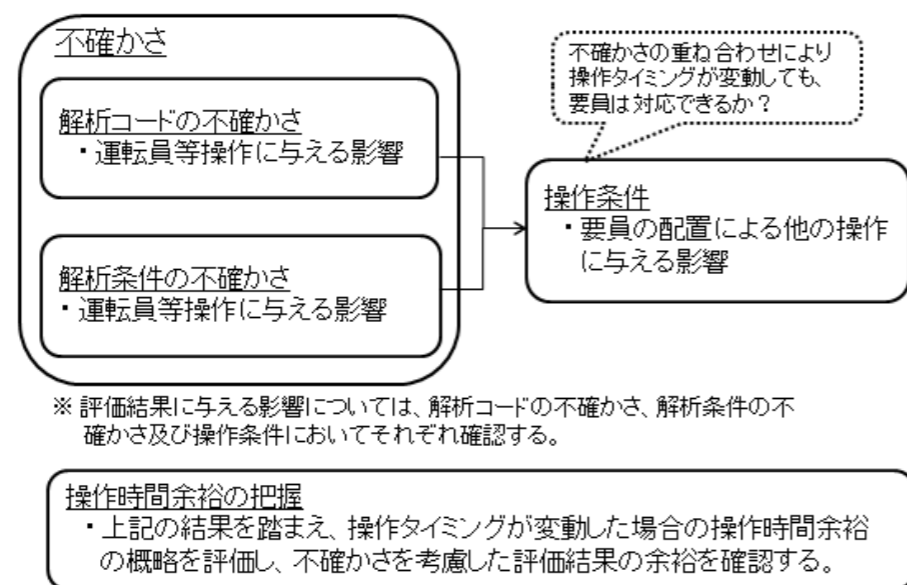
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさを考慮した場合、M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。ただし、<u>実際の炉心水位が評価値より 0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 0.6m 高い地点まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない</u>ことを確認した。具体的には、図 5.2.8 にあるとおり、原子炉容器水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器水位は炉心上端から約 0.6m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱について影響評価を行うとしていることを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、伊方3号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 上記(ii)②にあるとおり、本重要事故シーケンスの重大事故等対策である代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、本操作に係る解析条件の不確かさはないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、伊方3号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件では、炉心崩壊熱は保守的な（大きい）値に設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、事象の発生から50分後に代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水操作を実施するが、この操作は、中央制御室の運転員1名及び現場の運転員2名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② <u>代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水は、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的には、代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水操作を行う現場操作を行う要員は、本操作の前に他の操作を行うものの、操作完了から次の操作に着手するまでの時間的な重複が無いこと、中央制御室で操作を行う運転員についても、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる（解析上は事象発生50分後より開始するが、実際には準備完了した段階で実施）。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>① 代替炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 図 5.2.13 にあるとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少する時間を1次系保有水量の減少率で外挿して評価した結果、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の開始時間余裕として、23分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.2.8 全交流動力電源喪失における炉心注水操作の時間余裕について）において、操作遅れ等を考慮した当該操作の操作時間余裕について検討した結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は25名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は30名であり対応可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して空冷式非常用発電装置からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約1,309kWの負荷が必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kWにて電源供給が可能であるとしていることを確認した。また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切り離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能であるとしていることを確認した。</p>
<p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を実施するため、水源の補給は必要とせずに安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、空冷式非常用発電装置による電源供給を7日間継続する場合に必要な重油量は、約134kLである。これに対して、発電所内の重油タンクに備蓄された使用可能な重油量約258kLで対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量及び中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水等に必要な軽油量の合計は約27kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLで対応が可能であるとしていることを確認した。水源の充足性については上記(iii)のとおり。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している、空冷式非常用発電装置による代替交流電源の確保、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）を用いた高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（外部電源、非常用所内交流動力電源系統、原子炉補機冷却機能）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）を用いた高圧再循環運転に切替え、さらに格納容器再循環ユニット（A及びB）を用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱を継続することにより、原子炉を安定状態へ導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉冷却材の流出

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5.3-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5.3-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5.3-3
(3) 燃料損傷防止対策	5.3-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5.3-10
(1) 有効性評価の方法	5.3-10
(2) 有効性評価の条件	5.3-12
(3) 有効性評価の結果	5.3-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5.3-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5.3-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5.3-20
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5.3-20
b. 操作条件	5.3-21
(3) 操作時間余裕の把握	5.3-22
4. 必要な要員及び資源の評価	5.3-23
5. 結論	5.3-24

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：原子炉冷却材の流出）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）							
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンス内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における事故シーケンスは、以下の3つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・ 水位維持に失敗する事故 ・ オーバードレンとなる事故 <p>（PRAまとめ資料抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1240 730 1905 1018"> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center;">原子炉冷却材の流出</td> <td style="text-align: center;">①</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水位維持失敗</td> </tr> <tr> <td></td> <td>オーバードレン</td> </tr> </table>	原子炉冷却材の流出	①	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		水位維持失敗		オーバードレン
原子炉冷却材の流出	①		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失					
			水位維持失敗					
		オーバードレン						

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

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

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から系外への誤操作等による漏えいに起因して1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失する。これにより、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への漏えいが発生し、1次冷却材の流出が継続することにより、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る」であり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、充てんポンプを用いて炉心注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱、原子炉格納容器の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、余熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「表 5.3.1 原子炉冷却材の流出時における重大事故等対策について」において、余熱除去ループ流量が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>充てんポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、ディーゼル発電機、充てんポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である充てんポンプによる炉心への注水は、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 5.3.1 原子炉冷却材の流出時における重大事故等対策について」において、充てんポンプによる炉心への注水で用いる重大事故等対処設備として、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態（低温停止状態[※]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続するとともに、必要に応じて格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行い、原子炉格納容器の除熱を継続する。このため、格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ、格納容器スプレイ冷却器(B)、格納容器再循環ユニット(A及びB)等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>としていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されている格納容器スプレイポンプによる代替再循環を挙げていること、「表 5.3.1 原子炉冷却材の流出時における重大事故等対策について」において、代替再循環による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)、格納容器スプレイ冷却器(B)等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替再循環を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却・除熱については、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」で整備されている格納容器再循環ユニット(A及びB)、原子炉補機冷却水ポンプ等を用いた格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p><u>補足説明資料(添付資料 5.3.6 安定停止状態について(燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故))において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」としていることが示されている。</u></p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備を確認</p>	<p>(iv) 「表 5.3.1 原子炉冷却材の流出時における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度(広域)、1次冷却材低温側温度(広域)、1次冷却材圧力等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による代替再循環に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度(広域)、1次冷却材低温側温度</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>② 格納容器スプレイポンプによる代替再循環に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>（広域）、格納容器スプレイラインB積算流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （原子炉冷却材の流出の場合）</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切り替え条件を確認。</p>	<p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水から格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環に切り替えることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.3.2 格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に達するまでの時間について）において、再循環切替水位到達時点での燃料取替用水タンク水位の評価結果が示されている。</p>
<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能回復操作 ・ アニュラス排気ファンの起動 ・ （原因調査及び隔離操作） <p>② 有効性評価上は期待しないが、アニュラス排気ファンの起動については、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として、アニュラス排気ファンの起動操作や余熱除去機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>（vii）上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>（vii）上記（vi）で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 5.3.1 原子炉冷却材の流出時における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁</p>	<p>（i）充てんポンプによる炉心への注水に関連する設備として、充てんポンプ、燃料取替用水タンク及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、代替再循環に関連する設備として格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>格納容器スプレイ冷却器（B）等が、格納容器自然対流冷却に関連する設備として格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 5.3.2 事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>余熱除去機能喪失の判断：余熱除去ループ流量の低下等により、余熱除去ポンプ運転不能と判断し、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.3.1 ミッドループ運転中における原子炉冷却材流出の想定と対応について）において、想定される流出先毎に、流出検知のプロセス・判定及び対応操作の一覧が示されている。</p> <p>再循環への切替判断：燃料取替用水タンク水位計指示 16%になれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 70%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p>	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故糖の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 余熱除去機能回復操作やアニユラス排気ファン起動操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。</p> <p>c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

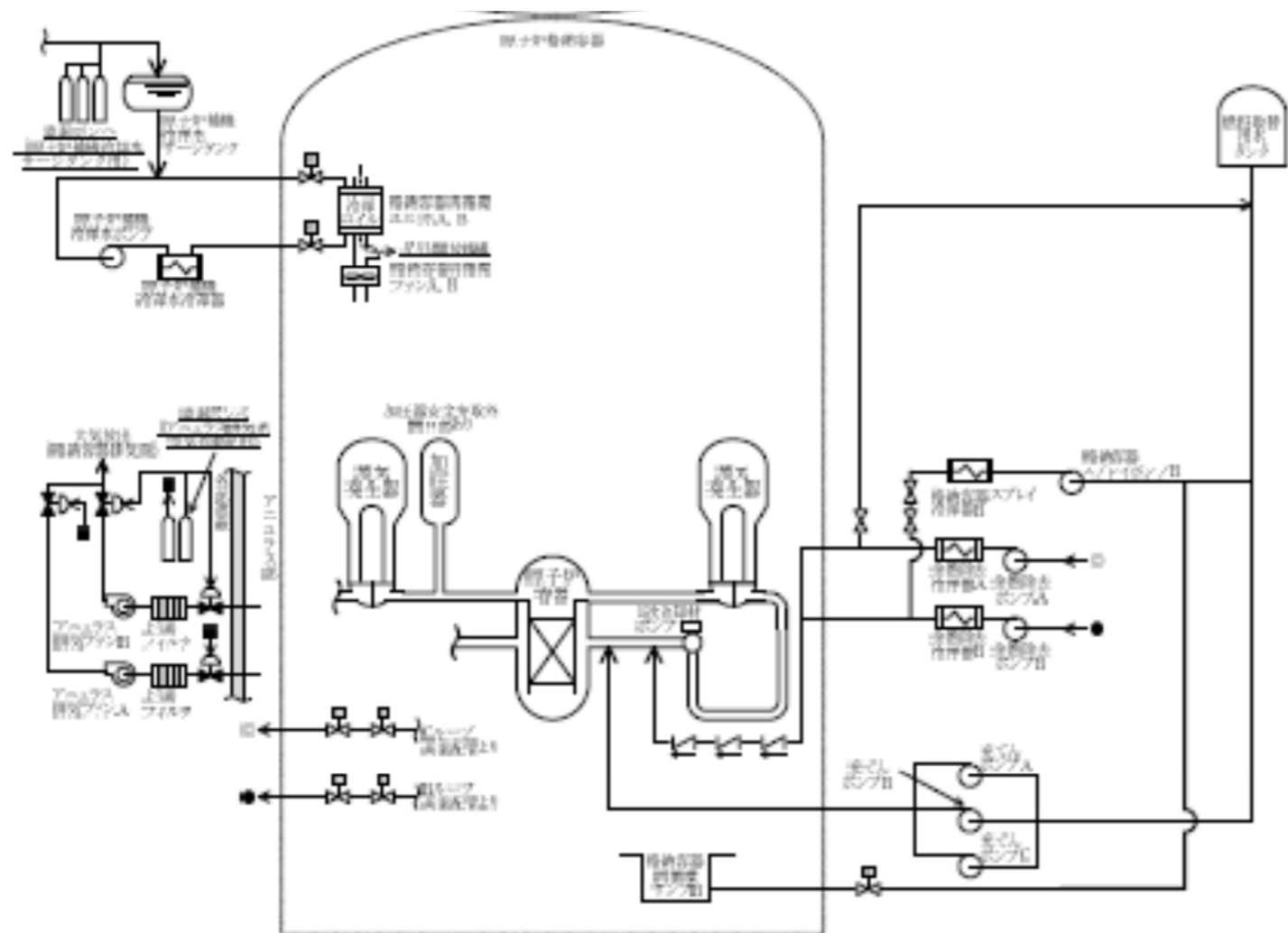


図 5.3.1 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図

注：下線は適合基準を超過し
しと認められることである

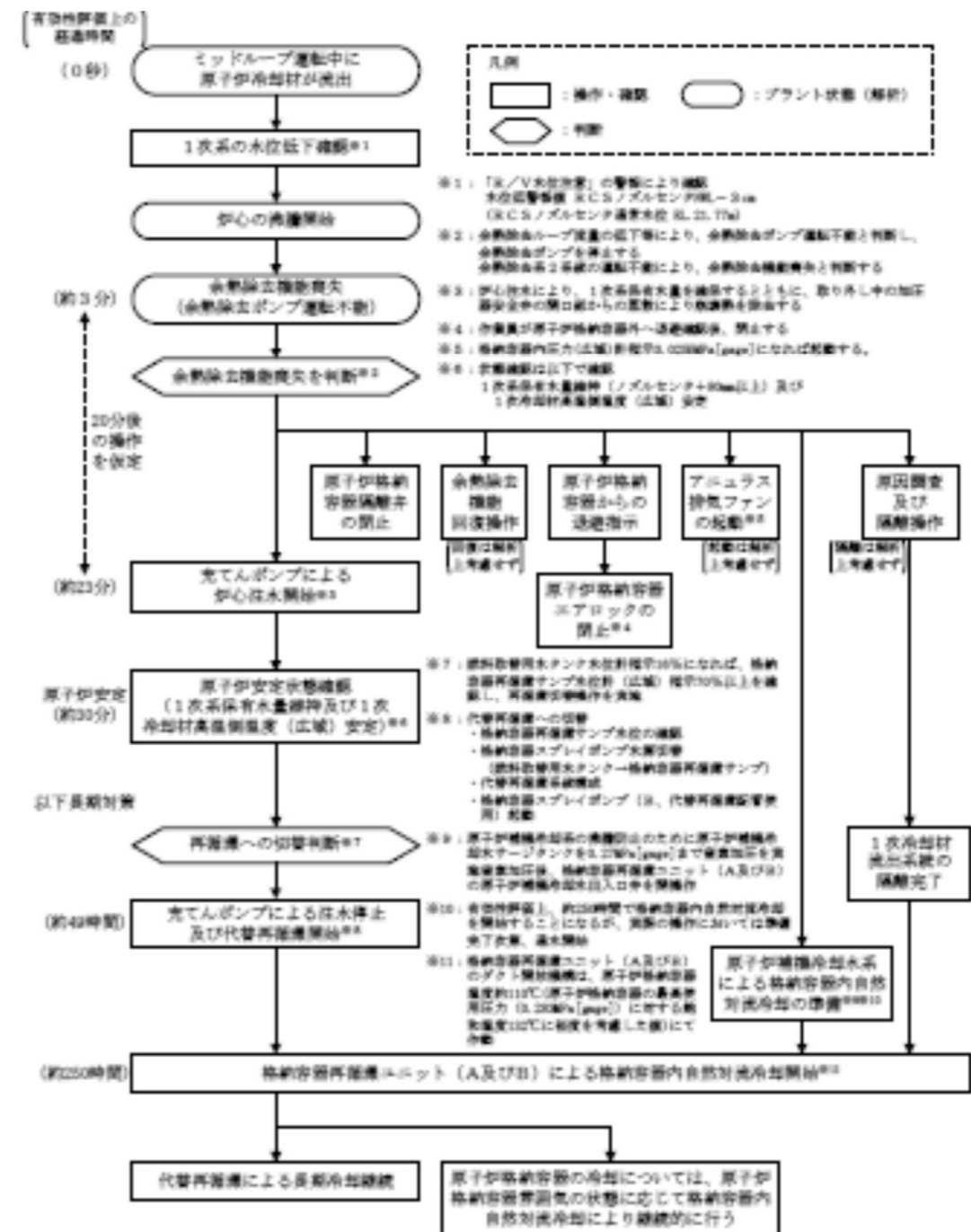


図 5.3.2 事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）

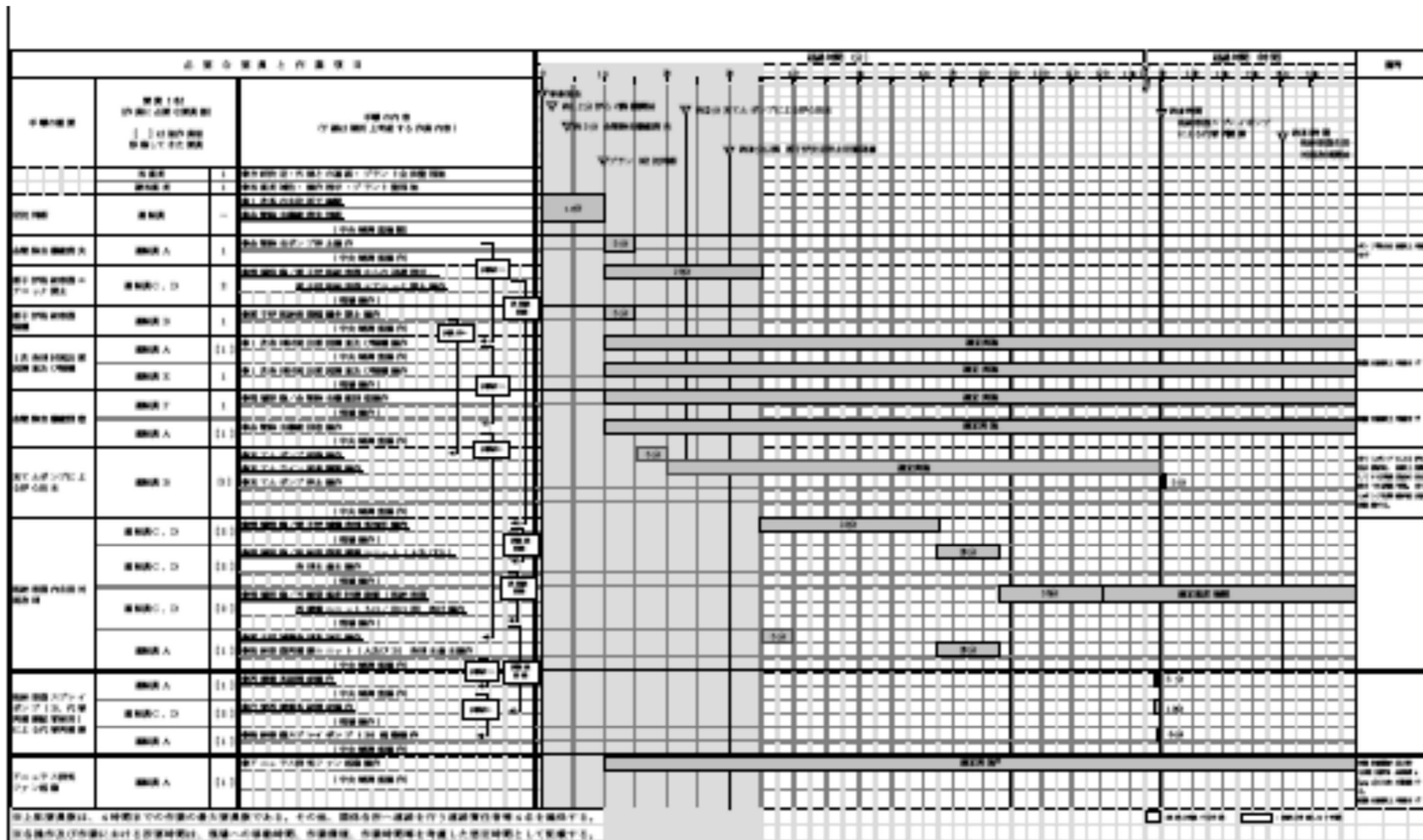


図5.3.3 原子炉冷却材の流出時（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）の作業時間と手順

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シナリオグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シナリオ（以下「重要事故シナリオ」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シナリオ選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シナリオが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シナリオグループから、重要事故シナリオを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シナリオは、「I 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」により選定された最も厳しい事故シナリオと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シナリオはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シナリオ選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シナリオの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シナリオは PRA で選定されたシナリオと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは、「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材バウンダリ機能が喪失する事故」を選定している。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シナリオグループにおける事故シナリオは「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、1次冷却系の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」が起こることを確認した。重要事故シナリオの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.3の着眼点を踏まえ、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シナリオとすることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.3.4燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について（原子炉冷却材の流出））において、運転停止中のプラント状態と主要パラメータ（1次系冷却材水位・温度・圧力）の推移が示されている。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シナリオの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シナリオの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(i) 本重要事故シナリオにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における冷却材放出及び ECCS 強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入、1次冷却系における冷却材放出等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いることを確認した。M-RELAP5 の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
3) 解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。	

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. RHR 及び化学体積制御系の弁操作の過誤等による原子炉冷却材の流出を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の構成に基づき、人的過誤等によって仮定し得る原子炉冷却材の流出口及び流出量を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 待機中のECCS 等又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 原子炉冷却材流出口の隔離</p> <p>iii. 燃料取替用水タンクからの重力注入による崩壊熱除去機能を確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されず、大口径の開口部が1次系に設けられている場合。）</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。その理由として、外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定することを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、<u>1次冷却材の流出は、流量の多い余熱除去系からの流出とし、余熱除去ポンプ1台による浄化冷却運転時の最大流量である380 m³/hとする。流出する口径は余熱除去系統の最大口径で約20cm（8インチ）相当とする</u>ことを確認した。なお、ミッドループ運転中は1次系に余熱除去系、化学体積制御系等が接続されているが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出（最大口径である8インチ相当、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>確認。</p> <p>（原子炉冷却材の流出の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 余熱除去系からの漏えい量の考え方について確認。 	<p>漏えい継続)を想定している。)安全機能の喪失に対する仮定として、1次冷却系の水位が1次系冷却材配管の下端に到達した時点で両系列の余熱除去系が機能喪失するものとする)こと、余熱除去機能喪失後も系外への漏えいの停止を見込まない)ことを確認した。</p> <p>② 「表 5.3.2 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始（ミッドループ運転の準備開始）までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後55時間とする。また、外部電源はないものとする。これは、資源の確保の観点から厳しい設定となる)ことを確認した。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（原子炉冷却材の流出の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 充てんポンプの使用台数、設定する流量とその理由を確認。 	<p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「表 5.3.2 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p>充てんポンプ：充てんポンプによる炉心注水流量は、原子炉停止55時間後を事象開始として、注水開始時点の崩壊熱による蒸発量(29.8m³/h)に加えて、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、31m³/hとする)ことを確認した。</p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している余熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又</p>
<p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>（ii）有効性評価ガイド 3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、余熱除去ポンプ停止操作、原子炉格納容器隔離、充てんポンプによる炉心注水、アニユラス排気ファン起動操作については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>格納容器内自然対流冷却</u>：「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員 1 名、現場対応の運転員 6 名であり、現場での原子炉補機冷却水系加圧操作に 30 分、格納容器再循環ユニット（A 及び B）への冷却水通水操作に 20 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>格納容器スプレイ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室 1 名、現場 2 名であり、中央制御室での格納容器スプレイ（B、代替再循環配管使用）停止操作に 5 分、現場での代替再循環系統構成操作に 15 分、中央制御室での代替再循環系統構成操作に 5 分、中央制御室での格納容器スプレイ（B、代替再循環配管使用）の起動に 5 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器エアロック閉止</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、本操作に係る要員は運転員 2 名であり、現場での原子炉格納容器エアロック閉止完了まで 25 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>② <u>充てんポンプによる炉心注水は、事象発生を検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失から 20 分後に開始するものとする</u>ことを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 充てんポンプによる炉心注水操作は、有効性評価上は事象発生から約 23 分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 注入流量/流出流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図5.3.6、図5.3.10より、余熱除去系からの1次冷却材の流出により、1次系保有水量が低下していることを確認した。</p> <p>③ 図5.3.10より、機器条件で設定したとおりの充てんポンプによる炉心への注水流量が確保されていることを確認した（31m³/h→約8.6kg/s）。</p> <p>④ 図5.3.6、図5.3.10、図5.3.9、図5.3.13、図5.3.12より、余熱除去系からの1次冷却材の流出流量と充てんポンプによる炉心への注水流量がバランスすることにより1次系保有水量が安定しているとともに、原子炉容器水位はTAF以上を確保できており、1次系温度や燃料被覆管の温度は有意に上昇していないことから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。また、加圧器への蓄水と1次系圧力の関係等を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水）</p> <p>② 遮へいが維持される水位</p> <p>③ 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次系水位が低下し約3分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生後約23分より充てんポンプによる炉心注水を開始する。これにより、加圧器からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合い、1次冷却系の保有水量を確保することができる。事象発生後、燃料有効長頂部のポイド率は最大でも0.6程度であり、充てんポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはない。ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるポイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、その場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから、未臨界は維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図5.3.9にあるとおり、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることを確認した。</p> <p>② 原子炉容器水位は約TAF+2mを確保できていることに加え、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができていることを確認した。なお、原子炉容器水位が仮にTAFまで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されていること、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>③ 炉心崩壊熱による1次冷却材のポイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、炉心が燃料取替作業時の未臨界確保の観点から高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する可能性があることから、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約$-10\% \Delta k/k$であり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心注水により、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保できていること、原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できていること及び事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約$-10\% \Delta k/k$であり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉冷却材流出システムの隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図5.3.10及び図5.3.12にあるとおり、事象発生から約30分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。以降は1次系の漏えい箇所を隔離した上で格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による代替再循環で炉心の冷却・除熱を行うとともに、必要に応じて格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の長期的な冷却・除熱を維持することを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.3.6 安定停止状態について(燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故))において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」としていることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

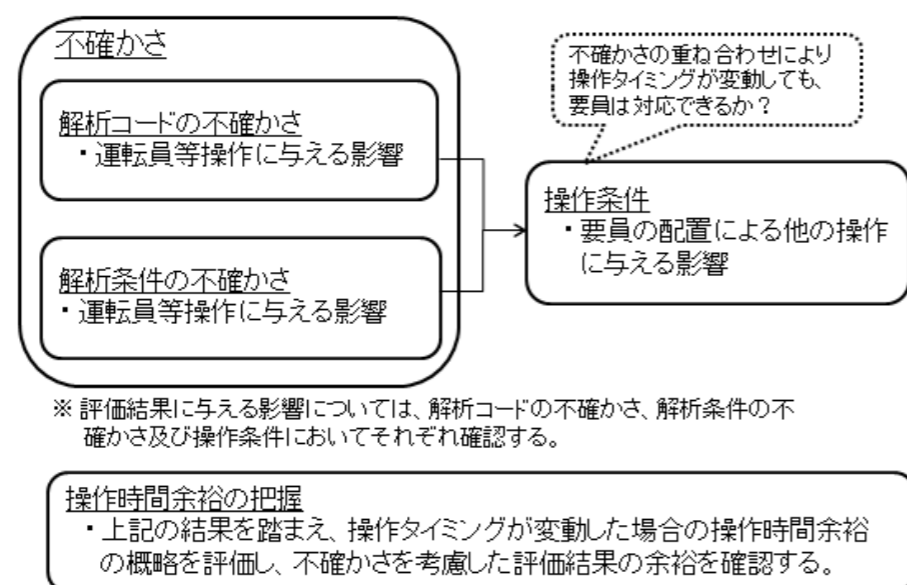
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点に操作を開始する充てんポンプによる炉心注水であることを確認した。本操作は1次系水位低下の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記①のとおり、M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。したがって、実際の炉心水位が評価値より 0.4m程度低くなる可能性があるが、燃料有効長頂部から更に約 1.1m 高い位置まで水位が確保され、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。また、1 次系冷却材配管の下端の水位に到達するまでの時間が早まるので、余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始は早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、燃料の冷却への影響は小さいことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさを考慮した場合、炉心水位を最大で 0.4m低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、炉心水位を最大で 0.4m高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1 次系保有水量の減少が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなるが、図 5.3.9 にあるとおり、原子炉容器水位は、炉心上端から約 1.1mの高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水状態は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 1次冷却材の流出流量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>③ 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量について影響評価を行うことを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、伊方3号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件では、炉心崩壊熱及び1次冷却材流出流量は保守的な（大きい）値で設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて遅くなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材配管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てんポンプによる炉心注水開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、操作開始時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸発率が小さくなり、1次冷却系の保有水量の減少が抑制されるため、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、実際の流出流量は解析の評価結果よりも少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 1次冷却材の流出流量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>③ 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、伊方3号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際には1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の低下は緩やかとなる。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、実際の流出流量は解析の評価結果よりも少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.3.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉冷却材の流出））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、余熱除去機能喪失+20分で充てんポンプによる炉心への注水操作を実施するが、この操作は、中央制御室の運転員1名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② <u>充てんポンプによる炉心注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心への注水操作を行う要員は、本操作の前に原子炉格納容器隔離弁閉止操作を行うものの、充てんポンプによる炉心への注水操作と原子炉格納容器隔離弁閉止操作は中央制御室からの操作であること、以降は充てんポンプの流量調整、停止操作を専任で行うため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) (1)1.1(i)②にあるとおり、解析コードの不確かさとして、炉心水位が低めに評価された場合は、1次系保有水量の減少が速くなり、これに伴い操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合には、操作開始の起点となる余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が大きくなるため、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系保有水量の減少が速くなる。このため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、操作時間が早まる時間は数十秒程度であり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。一方、1次系における冷却材放出の不確かさにより流出流量が少なくなること、炉心崩壊熱の不確かさにより1次冷却材の蒸散率が小さくなること等により、1次系保有水量の減少が抑制され、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、操作開始の起点となる余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 充てんポンプによる炉心への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 図 5.3.14 にあるとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで低下する時間を1次系保有水量の減少率で外挿して評価した結果、充てんポンプによる炉心への注水開始の時間余裕として、約25分程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は12名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は30名であり対応可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対してディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である充てんポンプによる炉心注水の水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は格納容器再循環サンプを水源として炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約516kLで対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLで対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記(iii)にあるとおり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達以降は格納容器再循環サンプを水源として炉心注水を維持するため、外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（2/13 提出版ベース）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している充てんポンプによる炉心注水及び格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環運転が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」において、充てんポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系の2系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、充てんポンプによる炉心注水により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、格納容器スプレイ冷却器による炉心冷却への移行により、原子炉を安定状態へ導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

反応度の誤投入

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 4-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 4-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 4-3
(3) 燃料損傷防止対策	5. 4-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 4-10
(1) 有効性評価の方法	5. 4-10
(2) 有効性評価の条件	5. 4-12
(3) 有効性評価の結果	5. 4-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 4-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 4-19
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	5. 4-20
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 4-20
b. 操作条件	5. 4-22
(3) 操作時間余裕の把握	5. 4-23
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 4-24
5. 結論	5. 4-25

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：反応度の誤投入）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）								
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。 （注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における事故シーケンスは、「反応度の誤投入事故」のみであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>（PRA まとめ資料抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1219 604 2279 779"> <tr> <td data-bbox="1219 604 1418 779">反応度の誤投入</td> <td data-bbox="1418 604 1463 779">◎</td> <td data-bbox="1463 604 1831 779">反応度の誤投入</td> <td data-bbox="1831 604 2128 779">・ 純水注水停止操作</td> <td data-bbox="2128 604 2172 779">-</td> <td data-bbox="2172 604 2217 779">-</td> <td data-bbox="2217 604 2279 779">-</td> <td data-bbox="2279 604 2294 779">D W</td> </tr> </table>	反応度の誤投入	◎	反応度の誤投入	・ 純水注水停止操作	-	-	-	D W
反応度の誤投入	◎	反応度の誤投入	・ 純水注水停止操作	-	-	-	D W		

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

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

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障や誤操作等に起因する1次冷却材中への純水注入により、1次冷却材中のほう素濃度が低下することで正の反応度が添加され、臨界に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、停止余裕が減少して臨界に達し、燃料損傷に至る」であり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の臨界を防止するためには、早期に反応度の誤投入を判断し、速やかに希釈停止操作を行うとともに、未臨界状態が維持されていることを確認し、必要に応じてほう酸濃縮操作を実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、反応度の添加を防止する機能、未臨界を確保する機能を挙げており、具体的には、初期の燃料損傷防止対策として、1次系補給水ポンプの停止操作等の希釈停止操作により反応度の添加を防止する必要があること、長期的な対策として、ほう酸濃縮を実施することにより未臨界を維持する必要があることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 1次冷却材中のほう素濃度が低下し、停止余裕が減少していることを判別できるかを確認。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、反応度の誤投入を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「表 5.4.1 「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」において、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び線源領域中性子束が挙げられていることを確認した。また、事象判別の手段として、原子炉補給水補給流量積算計の動作音及び可聴計数率計の可聴音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判別できることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>純水補給流量制御弁及び体積制御タンク補給水制御弁の「閉」操作及び1次系補給水ポンプの停止操作により、1次冷却系への純水の注入を停止する</u>ことを確認した。具体的には、希釈停止操作として純水補給流量制御弁及び体積制御タンク補給水制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止操作を行うことを確認した。なお、希釈停止に係る計装設備はない。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>充てんポンプによりほう酸タンクのほう酸水を炉心に注水し、未臨界を維持する。このため、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」で整備されているほう酸注入を挙げていること、「表 5.4.1 「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」において、ほう酸濃縮で用いる重大事故等対処設備として、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 希釈停止操作により1次冷却系への純水注入を停止するとともに、ほう酸濃縮により事象発生前の停止ほう素濃度を維持できることから、長期的に原子炉安定状態を維持できることを確認した。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① ほう酸濃縮に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「表 5.4.1 「反応度の誤投入時」における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① ほう酸濃縮に係る計装設備として、出力領域中性子束、中間領域中性子束、線源領域中性子束、ほう酸タンク水位が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(v) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、希釈停止操作とほう酸濃縮を平行して行うため、初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件はないことを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が</p>	<p>(vi) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策はないことを確認した。</p> <p>① 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> <p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>② 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>(vii) 本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 5.4.1 反応度の誤投入時における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 希釈停止及びほう酸濃縮に関連する設備として、充てんポンプ、ほう酸タンク、1次系補給水ポンプ等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p>	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 5.4.2 事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.4.1 原子炉起動前のほう素希釈時の外部電源喪失における反応度事故の懸念について）において、当該事象により 1</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>次冷却材ポンプの再起動によりほう素濃度の低い水塊が炉心に注入される懸念がない根拠が示されている。</p> <p>（ii）事象進展の判断基準等について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>反応度の誤投入の判断</u>：「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信、線源領域中性子束及び線源領域起動率の指示上昇、純水補給ライン流量積算制御器のバッチカウンタ作動音発生、可聴係数率の可聴音間隔が短くなることにより反応度の誤投入を判断。</p> <p><u>未臨界状態の確認</u>：サンプリングによりほう素濃度が事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>（i）個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>（i）タイムチャートは、「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」と整合していることを確認した。また、事故収束に必要な事故時計装に関する手順は、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と、原子炉格納容器エアロック閉止に関する手順は、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策はない。）</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定 事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

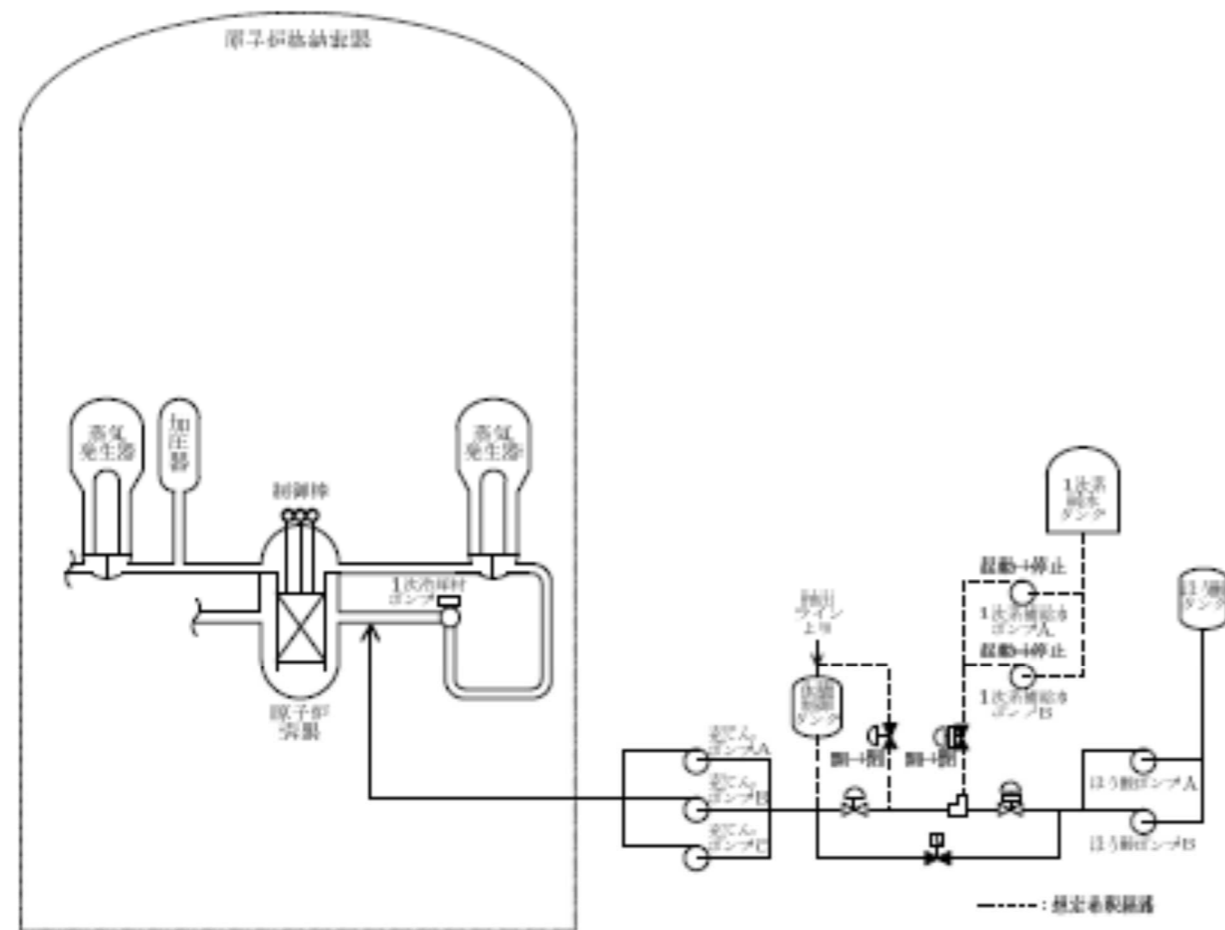
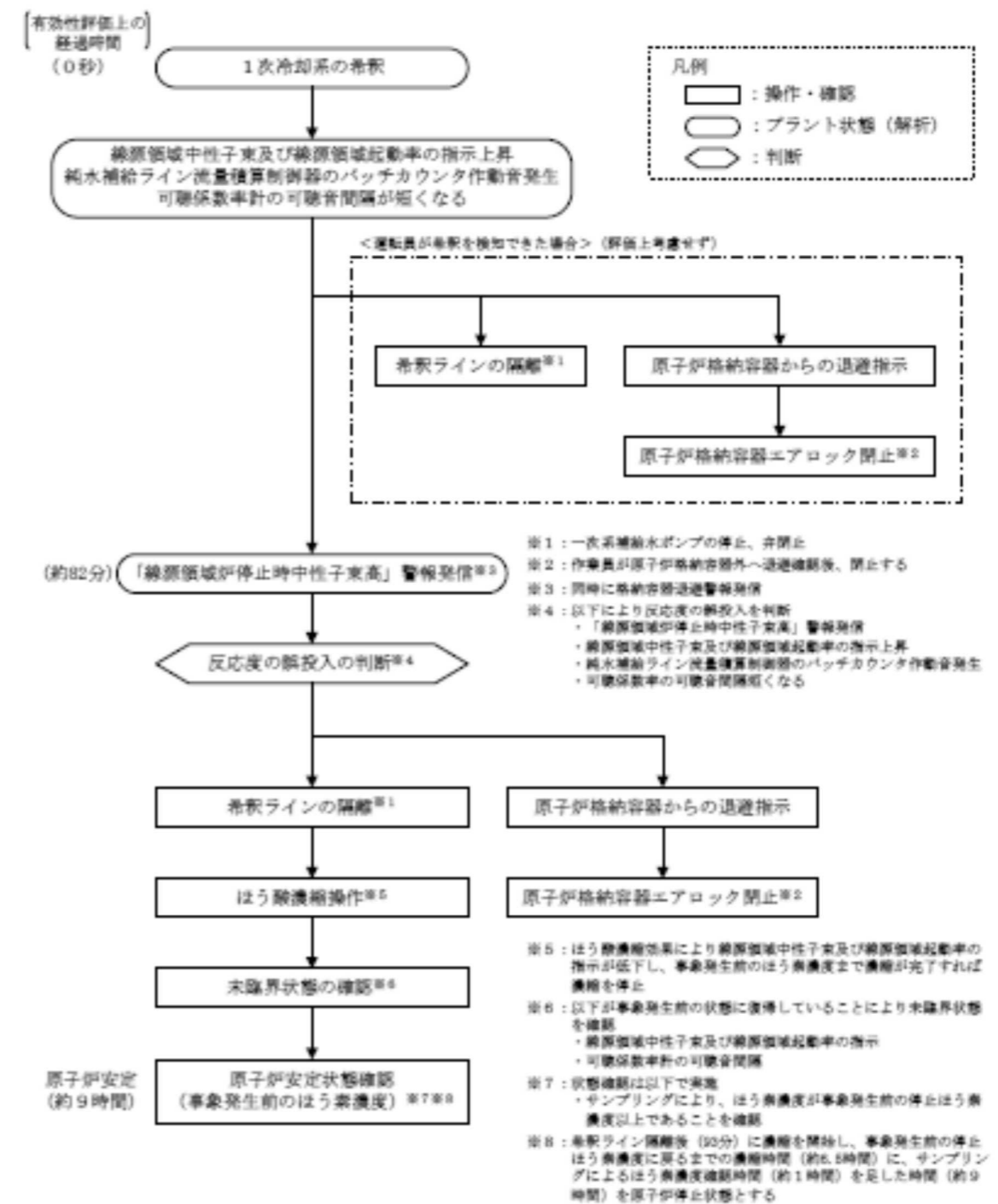


図 5.4.1 反応度の瞬投入時の重大事故等対策の概略系統図



点検作業表の作成場所			作業時間 (分)						備考
作業の種類	作業員名 (作業員名欄に記載されている作業員)	作業の内容	11	12	13	14	15	16	
	作業員	点検作業							
	作業員	点検作業							
	作業員	点検作業							
	作業員	点検作業							
	作業員	点検作業							
	作業員	点検作業							
	作業員	点検作業							
	作業員	点検作業							
	作業員	点検作業							

※作業時間表は、4時間までの作業の最大作業表である。その際、開始時刻と終了時刻の両方を指定する。また、作業員が複数人で行う作業の場合は、作業員名欄に作業員名を記載する。作業時間表は、作業員名欄に記載されている作業員名に基づいて作成される。

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シナリオグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シナリオ（以下「重要事故シナリオ」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シナリオ選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シナリオが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シナリオグループから、重要事故シナリオを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シナリオは、「I 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」により選定された最も厳しい事故シナリオと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シナリオはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シナリオ選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シナリオの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRA で選定された事故シナリオは「反応度の誤投入事故」であるが、原子炉停止中は、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることを考慮して、本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」とすることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは、「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シナリオグループにおける事故シナリオは「原子炉起動時における反応度の誤投入」である。定期検査中においては、原子炉起動前までは純水注入による希釈が生じない措置を講じていることを考慮し、化学体積制御系の故障、誤操作等による純水注入は、原子炉起動時に起こり得ると想定する。また、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点からも原子炉起動時を想定することを確認した。重要事故シナリオの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.3の着眼点を踏まえ、臨界到達までの余裕時間の観点で厳しくなる「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シナリオとすることを確認した。</p> <p>また、原子炉停止中に講じる措置として、1次冷却材温度が93℃以下に到達後から燃料取替ほう素濃度までの濃縮完了後から原子炉起動直前までの間は、原子炉補給水モードを切替えるスイッチを希釈操作禁止として厳格に管理することとしており、原子炉停止中は希釈による反応度誤投入事象は発生しないことを確認した。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シナリオの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シナリオの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(i) 該当なし。本重要事故シナリオでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要である。中性子束とほう素濃度の関係から導かれた評価式により、希釈開始から「線源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求める。これにより、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、本重要事故シナリオでは、「線源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止を行うための余裕時間を評価することを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p>	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。	

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. ほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等によって原子炉へ純水が流入し、ほう酸水が希釈されることによって反応度が投入される。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. ほう酸の希釈量は、化学体積制御系の設備容量、純水流入停止までの所要時間及び初期ほう素濃度を踏まえて、設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 化学体積制御系等から原子炉への純水流入ラインの隔離によるほう酸の希釈の停止（必要に応じてほう酸水の注入。）</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>・ 1次系補給水ポンプによる純水注水流量を確認。</p>	<p>確認結果（伊方）</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はあるものとすることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注入されることを想定する。1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（約100 m³/h）に余裕を持たせた値である107m³/hとすることを確認した。</p> <p>② 「表5.4.2 主要評価条件（反応度の誤投入）」において、初期条件、事故条件等、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、制御棒は全挿入とする。水による希釈率を大きくするため、1次冷却系の有効体積は小さめにし、1次冷却系の有効体積は、加圧器、原子炉圧力容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた213m³とする。1次冷却系のほう素濃度については、初期は、燃料取替用水タンクのほう素濃度要求値の制限値である4,400ppmとし、臨界時は1,800ppmとすることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.5 臨界ほう素濃度の設定について）において、解析条件で使用している臨界ほう素濃度1,800ppmの根拠が示されている。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（反応度の誤投入）</p> <ul style="list-style-type: none"> 線源領域炉停止時中性子束高の設定値とその考え方を確認。 	<p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「表 5.4.2 主要評価条件（反応度の誤投入）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定期間については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>線源領域炉停止時中性子束高：評価上の「線源領域炉停止時中性子束高」設定値は、警報発信から臨界までの時間的余裕を少なめに評価するため、<u>実際の設定値（0.5 デカード上）に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8 デカード上とする</u>ことを確認した。具体的には、「線源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5 デカード（$10^{0.5}$＝約3.2 倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、設定値に計器誤差を考慮した0.8 デカード（$10^{0.8}$＝約6.3 倍）上として設定することを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.4.6 反応度の誤投入における警報設定値の影響について）において、解析条件で使用している設定値0.8 デカードの保守性の根拠が示されている。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p>	<p>(ii) 該当なし。本重要事故シーケンスにおいては、安全機能の喪失を仮定していない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、状況判断、希釈停止、ほう酸濃縮及び未臨界状態の確認については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p>原子炉格納容器エアロック閉止：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、本操作に係る要員は運転員 2 名であり、現場での原子炉格納容器エアロック閉止完了まで 25 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>② 希釈停止操作の開始は「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信から 10 分後とすることを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 該当なし。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 （反応度の誤投入の場合） ・ 臨界到達までの時間と運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作を講じるまでの時間とを比較し、未臨界が確保できるかを確認。</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 該当なし。 ③ 該当なし。 ④ 図 5.4.4 より、事象発生の約 82 分後に「線源領域炉停止時中性子高警報が発信し、臨界に至るほう素濃度に至るのは、事象発生の約 107 分であるが、警報発信から 10 分後の事象発生の約 92 分後に、弁の閉止及び1次系補給水ポンプの停止による希釈停止を行い、1次冷却材のほう素の希釈を停止することから希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保されることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。 ① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水、遮へいが維持される水位） ② 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生から約82分後に「線源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の約92分後に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注入停止操作（所要時間は約1分）を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈開始から「線源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約82分を要し、臨界（ほう素濃度：1,800ppm）に至るまでにはさらに約25分を要する。警報発信から10分後に純水注入停止操作を開始することから、臨界到達まで時間余裕は15分であるが、純水注入停止操作の所要時間が1分であることを考慮すると、運転員が異常状態を検知してから純水注入停止操作の終了までには十分な時間があり、未臨界を維持することができる。炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態で</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>ある。原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持されていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② 希釈停止以降、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約9時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能であることを確認した。なお、臨界ほう素濃度である1800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度4400ppmまで濃縮するのに要する時間は約7時間であることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.7安定状態について（原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動により原子炉へ純水が流入する事故））において、安定状態の確立に要する時間の根拠が示されている。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、炉心が臨界に至るまでに反応度の誤投入を検知し、希釈停止操作を行えること、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 純水注水の停止及びほう酸の濃縮操作及び継続的なほう素濃度のサンプリングにより、長期にわたって未臨界の維持ができることを確認。 	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、事故によって、1次冷却系が臨界ほう素濃度である1,800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度4,400ppmまで濃縮するのに要する時間は約7時間であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 上記(ii)②にあるとおり、希釈停止以降、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約9時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能であることを確認した。なお、臨界ほう素濃度である1800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度4400ppmまで濃縮するのに要する時間は約7時間であることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

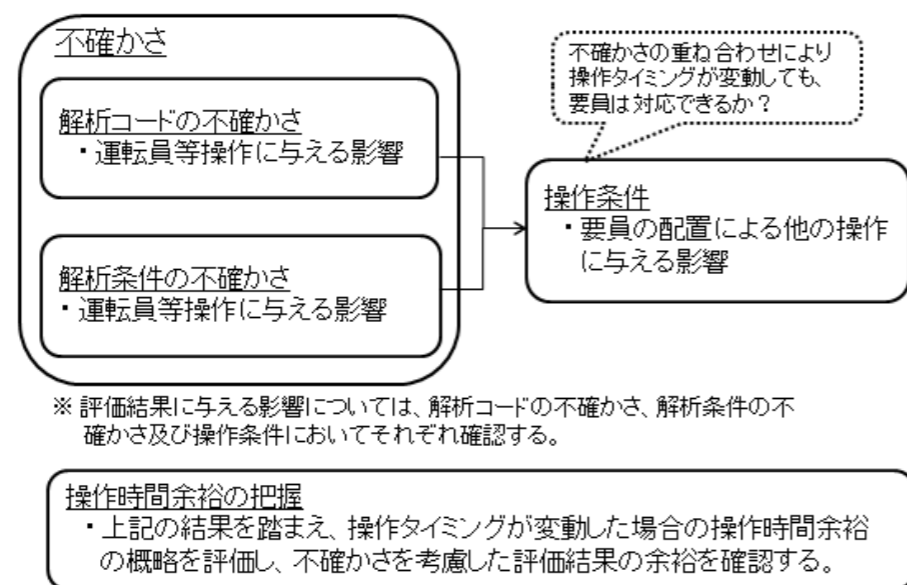
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、評価結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要事故シーケンス「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していないため、解析コードの不確かさの影響評価は実施しない。 	<p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、重要事故シーケンス「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していないため、解析コードの不確かさの影響評価は実施しない。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> <p>※ 事故シーケンス「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していないため、解析コードの不確かさの影響評価は実施しない。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信を起点に操作を開始する希釈停止とすることを確認した。本操作は線源領域炉停止時中性子束高」警報発信タイミングの不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 臨界ほう素濃度が変動した場合の運転員操作への感度を確認。</p> <p>② 1次系純粋注水流量が変動した場合の運転員操作への感度を確認。</p> <p>③ 線源領域炉停止時中性子束高警報設定値が変動した場合の運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる臨界ほう素濃度、1次系への純水注水流量及び「線源領域炉停止時中性子束高」警報設定値について影響評価を行うことを確認した。評価条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、初期ほう素濃度と「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度の差が大きくなり、警報発信時間が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>② 1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 「線源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなることを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 臨界ほう素濃度、1次系純粋注水流量が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p> <p>② 線源領域炉停止時中性子束高警報設定値が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 1次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度は、評価項目のパラメータである事象発生から臨界到達までの時間に対して、余裕が少なくなるような設定をしている。よって、1次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度を変動させた場合、事象進展は遅くなるため臨界到達までの時間が長くなり、運転員等の事象検知や操作に要する時間に対する余裕が増す。さらに、臨界到達時期が遅くなることにより、炉心露出に対する余裕が大きくなることを確認した。具体的には、臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 「線源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、評価条件で設定している警報設定値より低く、警報発信が早くなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.8解析条件の不確かさの影響評価について（反応度の誤投入））において、不確かさ評価を検討した解析条件の一覧が</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	示されている。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 評価条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信+10分で希釈停止操作を実施するが、<u>運転員等操作は、中央制御室における希釈停止操作のみを想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はない</u>ことを確認した。</p> <p>② 希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作への影響はないことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 本重要事故シーケンスにおける現場操作は、原子炉格納容器エアロックの閉止であるが、操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 希釈停止については、「線源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (反応度の誤投入)</p> <p>① 希釈停止操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 希釈停止操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 希釈停止の操作時間余裕としては、「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約 25 分かかるのに対し、警報の発信による事象発生の検知及び判断に 10 分、その後の希釈停止操作に 1 分の合計 11 分を要することを考慮しても、臨界に至るまでに約 14 分程度は確保できることを確認した。なお、実際には運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により 1 次冷却材のほう素の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の時間余裕は十分あることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は10名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は30名であり対応可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 本重要事故シーケンスでは外部電源喪失を想定していない。なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおいては、原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、1次冷却系からの漏えいもないため、重大事故等対策時に必要な水源はないことを確認した。また、充てん系によるほう酸濃縮により、希釈停止時のほう素濃度から1次冷却系のほう素濃度を停止ほう素濃度とするまでには、約28.6m³のほう酸水が、臨界ほう素濃度から1次冷却系のほう素濃度を停止ほう素濃度とするまでには、約30.8m³のほう酸水が必要となるが、1基当たり約30m³の容量のほう酸タンクが2基設置されているため、停止ほう素濃度の確保に十分な容量が備わっていることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約516kLで対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLで対応が可能であることを確認した。なお、本重要事故シーケンスの重大事故等対策に必要な水源の充足性については上記（iii）のとおり。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している希釈停止操作及びほう酸濃縮操作が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」において、希釈停止操作を行った場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が評価条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。</p> <p>また、希釈停止操作により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能であることを確認した。</p> <p>さらに、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

必要な要員と資源の評価

6.1 必要な要員及び資源の評価条件	6-2
(1) 要員の評価条件	6-2
(2) 資源の評価条件	6-3
6.2 重大事故等対策時に必要となる要員の評価結果	6-5
(1) 必要な要員の評価結果	6-5
6.3 重大事故等対策時の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果	6-6
(1) 水源の評価結果	6-6
(2) 燃料の評価結果	6-7
(3) 電源の評価結果	6-8

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（必要な資源と要員の評価）

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

(1) 要員の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 必要な要員及び資源の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の 評価内容を確認する。</p> <p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象とするプラント状態を確認。 ② 発電所外から招集される参集要員についての条件を確認。 ③ 運転中の発電所内の初動対応要員数を確認。 ④ 停止中の発電所内の初動対応要員数を確認。 ⑤ 使用済燃料ピットに燃料を取り出している期間の初動対応要員数を確認。 ⑥ 屋外作業にかかる要員の評価で用いる仮定を確認。 	<p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 重大事故等発生時に対応する要員については、3号炉において重大事故等が発生した場合に対応可能であるか評価を行うことを確認した。 ② 発電所外から招集される参集要員は、参集に4時間を要するとし、事象発生後4時間以降は参集要員も考慮することを確認した。 ③ 運転中の初動対応は、運転員10名及び緊急時対応要員22名の合計32名にて対応を行うことを確認した。 ④ 停止中の初動対応は、初動対応として運転員8名及び緊急時対応要員22名の合計30名にて対応を行うことを確認した。 ⑤ 使用済燃料ピットに燃料を取り出している期間の初動対応は、初動対応として運転員5名及び緊急時対応要員22名の合計27名にて対応を行うことを確認した。 ⑥ 有効性評価で考慮する屋外作業である、海を水源とする中型ポンプ車を用いた補助給水タンクへの補給及び使用済燃料ピットへの注水並びに中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却に必要なアクセスルート復旧時間として142分、ミニローリーを用いた空冷式非常用発電装置及び中型ポンプ車への燃料補給に必要なアクセスルート復旧時間として180分を考慮することを確認した。なお、復旧作業時間には、アクセスルート復旧の他、保管場所までの徒歩での移動に必要な時間も含まれていることを確認した。

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

(2) 資源の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1) 資源の 評価内容を確認する。 （i）資源の評価条件のうち、共通的な条件を確認する。 ① 有効性評価ガイドに倣い、7日間の資源の充足性を評価する方針であるかを確認。 ② 有効性評価の評価内容を踏まえた資源の評価となっているかを確認。</p>	<p>（i）資源の評価条件のうち、共通的な条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 有効性評価ガイドに倣い、重大事故等対策を7日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行うことを確認した。 ② 資源の評価に当たっては、有効性評価で想定した事故条件等の解析条件を考慮するとともに、水源、燃料及び電源については、3号炉において重大事故等が発生した場合を想定して評価することを確認した。</p>
<p>（ii）水源の評価内容を確認する。 ① LOCA事象等の場合の水源の評価内容、燃料取替用水タンクの有効水量を確認。 ② 全交流動力電源喪失等の蒸気発生器への注水が必要な場合の水源の評価、補助給水タンクの有効水量を確認。 ③ 原子炉格納容器への注水を行う場合の水源の評価内容、燃料取替用水タンクの有効水量を確認。 ④ 使用済燃料ピットへの注水が必要な場合の水源を確認。 ⑤ 水源の評価結果の包絡性について確認。</p>	<p>（ii）水源の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 炉心への注水が必要なLOCA事象等の事故シーケンスについては、水源となる燃料取替用水タンクの保有水量が必要水量を上回ること又は水源を格納容器再循環サンプに切り替えるまでの間、注水継続が可能であることを評価することを確認した。燃料取替用水タンクの保有水量は、高圧又は低圧再循環を考慮した場合の燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約1530m³（RWST水位低レベル、CV内水位が再循環可能となるような水量）とすることを確認した。 ② 蒸気発生器への注水が必要な全交流動力電源喪失等の事故シーケンスについては、水源となる補助給水タンクの保有水量が必要水量を上回ること又は海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給準備ができるまでの間、注水継続が可能であることを評価することを確認した。補助給水タンクの保有水量は、補助給水タンク定常水位以下の有効水量である約662m³とすることを確認した。 ③ 運転中の原子炉における重大事故が発生した場合の原子炉格納容器への注水については、海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>ンクへの補給準備及び燃料取替用水タンクと補助給水タンクの接続ができるまでの間、燃料取替用水タンクからの注水が可能であることを評価することを確認した。なお、燃料取替用水タンクの保有水量は、燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約1780m³（RWST水位異常低レベル、原子炉下部キャビティ注水に必要な水量）とすることを確認した。</p> <p>④ 使用済燃料ピットへの注水が必要な事故シーケンスについては海を水源とすることを確認した。</p> <p>⑤ 水源の評価については、事象進展が早い重要事故シーケンス等が水源（必要水量）として厳しい評価となる事から、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認する事で事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認した。</p>
<p>(iii) 重油、軽油の評価内容について確認する。</p> <p>① 重油について、全交流動力電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする重油量を確認。</p> <p>② 重油について、外部電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする重油量を確認。</p> <p>③ 非常用ディーゼル発電機、空冷式非常用発電装置の燃料消費の考え方について確認。</p> <p>④ 中型ポンプ車を用いた重大事故等対策に必要な軽油量についての評価内容を確認。</p> <p>⑤ 中型ポンプ車の燃料消費についての考え方について確認。</p> <p>⑥ 緊急時対策所用発電機の燃料消費の考え方について確認。</p>	<p>(iii) 重油、軽油の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失時の空冷式非常用発電装置による電源供給については、重油タンクに備蓄している重油量により7日間の運転継続が可能であることを評価することを確認した。評価する重油量は、重油タンク3基分の備蓄量（約258kL）とすることを確認した。</p> <p>② 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスについては、ディーゼル発電機燃料油貯油槽及び重油タンクにて備蓄している重油量により、ディーゼル発電機を7日間運転継続できることを評価することを確認した。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行うことを確認した。評価する重油量は、重油タンク3基分の備蓄量（約258kL）、ディーゼル発電機燃料油貯油槽2基分の備蓄量（約258kL）の合計約516kLとすることを確認した。</p> <p>③ 空冷式非常用発電装置又はディーゼル発電機の燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始するとともに、定格負荷にて運転を行うことを確認した。</p> <p>④ 中型ポンプ車を用いた海水通水による格納容器内自然対流冷却、補助給水タンクへの補給及び使用済燃料ピットへの注水が必要な事故シーケンスにおける燃料消費については、軽油タンクに備蓄している軽油量により7日間の運転継続が可能であることを評価することを確認した。また、緊急時対策所用発電機の燃料消費については、外部電源の有無に関わらず、資源の評価上厳しくなるようすべての重要事故シーケンス等において考慮することを確認した。評価する軽油量は、軽油タンクの備蓄量（55kL）とすることを確認した。</p> <p>⑤ 中型ポンプ車の燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始するとともに、定格負荷にて運転を行うことを確認した。</p> <p>⑥ 緊急時対策所用発電機の燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始し、（定格負荷以下の）想定負荷に余裕を考慮した負荷で運転を行うことを確認した。</p>
<p>(iv) 電源の評価内容について確認する。</p> <p>① 全交流電源喪失の発生や重畳を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>② 外部電源喪失を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>③ 各事故シーケンスに必要な補機類の評価内容を確認。</p>	<p>(iv) 電源の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいて、有効性評価上考慮する補機類に電源供給を行い、その最大負荷が空冷式非常用発電装置の給電容量（2920kW）未満となることを評価することを確認した。</p> <p>② 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスにおいては、ディーゼル発電機からの給電を考慮する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行うことを確認した。</p> <p>③ 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるため、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認する事で事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認することを確認した。</p>

6.2 重大事故等対策時に必要となる要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 必要な要員の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の 評価内容を確認する。</p> <p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果を確認する。</p> <p>① 運転中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 停止中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等で必要な要員の評価結果を確認。</p> <p>③ 燃料取り出し期間中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等に必要な要員の評価結果を確認。</p>	<p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 運転中において必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」であり、全交流動力電源喪失の重畳を考慮していることから使用済燃料ピットへの補給対応をあわせて実施しても合計 28 名であり、初動対応として運転員及び緊急時対応要員の合計 32 名で対処可能であることを確認した。</p> <p>② 運転停止中において必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「5.2 全交流動力電源喪失（停止時）」であり、全交流動力電源喪失の重畳を考慮していることから使用済燃料ピットへの補給対応をあわせて実施しても合計 25 名であり、初動対応として運転員及び緊急時対応要員の合計 30 名で対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピットに燃料体を取り出している期間中において必要な要員数が最も多い想定事故は「4.2 想定事故 2」で合計 21 名となり、初動対応として運転員及び緊急時対応要員の合計 27 名で対処可能であることを確認した。</p>

6.3 重大事故等対策時の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

(1) 水源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対策を7日間継続するための水源は確保されているか。</p> <p>1) 水源の評価内容を確認する。</p> <p>(i) 炉心注水、蒸気発生器への注水及び格納容器内注水の継続性について確認する。</p> <p>① 炉心注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>② 蒸気発生器への注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器への注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p>	<p>(i) 炉心注水、蒸気発生器への注水及び格納容器内注水の継続性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 炉心注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「5.2 全交流動力電源喪失（停止時）」であることを確認した。代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンクを水源とし、高圧再循環を考慮した場合の燃料取替用水タンクの有効水量である、定常水位以下の水量約 1530m³（RWST 水位低レベル、CV 内水位が再循環可能となるような水量）が使用可能であり、事象発生から約 51 時間の注水継続が可能であること、以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環の継続により、7日間の炉心注水の継続が可能であることを確認した。</p> <p>② 蒸気発生器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「2.2 全交流動力電源喪失」及び「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」であることを確認した。補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、補助給水タンクを水源とし、補助給水タンク枯渇までに炉心崩壊熱の除去等が可能な水量約 662m³ が使用可能であり、事象発生から約 11 時間の注水継続が可能であること、以降は、海を水源とした中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能であることを確認した。</p> <p>③ 格納容器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」であることを確認した。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンクを水源とし、燃料取替用水タンクの有効水量である、定常水位以下の水量約 1780m³（RWST 水位異常低レベル、原子炉下部キャビティ注水に必要な水量）が使用可能であり、事象発生から約 12 時間の注水が可能であること、燃料取替用水タンク枯渇までに、海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給準備及び燃料取替用水タンクと補助給水タンクの接続を行うことにより、格納容器内自然対流冷却開始まで代替格納容器スプレイの継続が可能であることを確認した。以降は、格納容器内自然対流冷却の継続により7日間の格納容器の冷却継続が可能であることを確認した。</p>

(2) 燃料の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であることを確認する。</p> <p>① 最も必要な重油量が多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 最も必要な軽油量が多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p>	<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であるかについて、以下のとおりを確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失」、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「2.5 原子炉停止機能喪失」、「2.6 ECCS 注水機能喪失」、「2.7 ECCS 再循環機能喪失」、「2.8 格納容器バイパス」、「3.4 水素燃焼」、「4.1 想定事故1」、「4.2 想定事故2」、「5.1 崩壊熱除去機能喪失」、「5.3 原子炉冷却材流出」及び「5.4 反応度の誤投入」であることを確認した。ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を2台で7日間継続した場合、約516kLの重油が必要となるが、ディーゼル発電機燃料油貯油槽及び重油タンクにて備蓄している重油量約516kLにて供給可能であること、現実的には不要となる補機を順次停止することにより定格負荷未滿となることから、実際の燃料消費量は少なくなることを確認した。</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」、「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.1.2 格納容器過温破損」、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「5.2 全交流動力電源喪失」（停止時）である。空冷式非常用発電装置による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を2台で7日間継続した場合、約134kLの重油が必要となるが、重油タンクにて備蓄している重油量約258kLにて供給可能であることを確認した。</p> <p>② 評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」、「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.1.2 格納容器過温破損」、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「5.2 全交流動力電源喪失」（停止時）である。中型ポンプ車を用いた海水通水による格納容器内自然対流冷却、補助給水タンクへの補給及び使用済燃料ピットへの注水については、事象発生直後から定格負荷での運転を3台で7日間継続した場合、約22kLの軽油が必要となる。さらに、緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後から（定格負荷以下の）想定負荷に余裕を考慮した負荷での運転を7日間継続した場合、約5kLの軽油が必要となる。7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約27kLとなるが、軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLにて供給可能であることを確認した。</p>

(3) 電源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかを確認する。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮しない場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮する場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認するとともに、直流電源の充足性について確認。</p>	<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失」、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「2.5 原子炉停止機能喪失」、「2.6 ECCS 注水機能喪失」、「2.7 ECCS 再循環機能喪失」、「2.8 格納容器バイパス」、「3.4 水素燃焼」、「4.1 SFP 想定事故1」、「4.2SFP 想定事故2」、「5.1 崩壊熱除去機能喪失」及び「5.3 原子炉冷却材流出」及び「5.4 反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機の電源負荷について、工学的安全施設作動信号発信時に自動起動される負荷約 5,869kW は、重大事故等対策時に必要な負荷を上回っていることから、ディーゼル発電機の給電容量 6200kW にて供給可能であることを確認した。</p> <p>② 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」及び「5.2 全交流動力電源喪失」（停止時）である。空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約 1,309kW の負荷が必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW にて供給可能であることを確認した。なお、直流電源についてはディーゼル発電機又は空冷式非常用発電装置にて供給可能であるが、事故シーケンスグループ「2.2 全交流動力電源喪失」では、交流電源が 24 時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも、不要直流負荷の切り離し等により 24 時間の直流電源供給が可能であることを確認した。</p>

有効性評価 確率論的リスク評価（PRA）

はじめに	付録 1-4
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について	付録 1-5
1.1 事故シーケンスグループの分析について	付録 1-5
(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理	付録 1-8
(1) - 1. PRAに基づく整理	付録 1-8
(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理	付録 1-10
(2) 抽出した事故シーケンスの整理	付録 1-10
(2) - 1. 必ず想定する事故シーケンスグループについて	付録 1-10
(2) - 2. 新たな事故シーケンスグループの追加について	付録 1-12
1.2. 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて	付録 1-12
1.3. 重要事故シーケンスの選定について	付録 1-13
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方	付録 1-13
(2) 重要事故シーケンスの選定結果	付録 1-13
(3) 事故シーケンスの分析	付録 1-14
1.4. まとめ	付録 1-14
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について	付録 1-15
2.1 格納容器破損モードの分析について	付録 1-15
(1) 格納容器破損モードの抽出、整理	付録 1-15
(1) - 1. PRAに基づく整理	付録 1-15
(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理	付録 1-16
(2) PRAの結果を踏まえた格納容器破損モードの検討	付録 1-17
(2) - 1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討	付録 1-17
(2) - 2. 新たな格納容器破損モードの追加検討	付録 1-18
2.2. 評価事故シーケンスの選定について	付録 1-18
(1) 評価対象とするPDSの選定	付録 1-18
(2) 評価事故シーケンスの選定	付録 1-20
(3) 外部事象の考慮	付録 1-21
(4) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性	付録 1-21
2.3. 事故シーケンスの分析	付録 1-22
2.4. まとめ	付録 1-22
3. 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について	付録 1-23
4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について	付録 1-24
4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について	付録 1-24
(1) 停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスの分析について	付録 1-24
(1) - 1. PRAに基づく整理	付録 1-24
(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理	付録 1-26

4.2 重要事故シーケンスの選定について.....	付録 1-27
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方.....	付録 1-27
(2) 重要事故シーケンスの選定結果.....	付録 1-27
4.3 事故シーケンスの分析.....	付録 1-28
4.4 まとめ.....	付録 1-28
5. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて.....	付録 1-29

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録1 確率論的リスク評価（PRA））

1. 要求事項

第37条の設置許可基準規則解釈は、評価対象とする原子炉施設において「想定する事故シーケンスグループ（※¹）」若しくは「想定する格納容器破損モード（※²）」は、以下に示す事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対する確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）などを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを求めている。

有効性評価ガイドは、想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、有効性評価の対象とするとしている。格納容器破損モードごとに、格納容器の損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「評価事故シーケンス」という。）を選定するとしている。SFP評価ガイドは、使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止については、想定事故1及び想定事故2を想定するとしている。停止中評価ガイドは、燃料の損傷に至る重要事故シーケンスを選定し、有効性評価の対象とするとしている。

（事故シーケンスグループ等（設置許可基準規則解釈が、必ず想定することを要求しているもの））

- ① 運転中事故シーケンスグループ
 - a. 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - b. 全交流動力電源喪失
 - c. 原子炉補機冷却機能喪失
 - d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - e. 原子炉停止機能喪失
 - f. ECCS注水機能喪失
 - g. ECCS再循環機能喪失
 - h. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）
- ② 格納容器破損モード
 - a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
 - c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - d. 水素燃焼
 - e. 格納容器直接接触（シェルアタック）
 - f. 溶融炉心・コンクリート相互作用
- ③ 想定事故1及び想定事故2
 - a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
 - b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失
- ④ 運転停止中事故シーケンスグループ
 - a. 崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
 - b. 全交流動力電源喪失
 - c. 原子炉冷却材の流出
 - d. 反応度の誤投入

（※¹）起因事象、安全機能の喪失状況に着目して事故シーケンスを類型化したもの。単数若しくは複数の事故シーケンスを含む。

（※²）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

はじめに

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) PRAの方法、評価対象、適用範囲が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRAの方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRAの説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRA評価対象がどの時点の設備であるかを確認。(平成4年に計画・整備される以前の設備、いわゆる、「裸のPRA」に相当するか。)</p> <p>③ 内部事象（出力運転時、停止時）、地震、津波PRAが扱われていることを確認。PRAの整備状況について現状を整理し、これを踏まえて適用範囲を定めていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月 原子力規制庁）の記載事項への対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 追補2.1の「はじめに」に、今回のPRA評価対象として、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策などを含めず、原子炉設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築したとしていることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準の策定状況、国内での使用実績に基づいて、現時点で適用可能なものとして、下記のPRAを実施している。</p> <p>出力運転時レベル1PRA 運転停止時レベル1PRA 出力運転時レベル1.5PRA 出力運転時地震レベル1PRA 出力運転時津波レベル1PRA</p> <p>PRAを用いて評価するに当たり、内部事象は定期安全レビュー（PSR）においての実績、地震及び津波は試評価等の実施経験を有するものの、その他のPRAは、日本原子力学会のPRAに関する実施基準が未整備であること、又は、評価実績が乏しいことを考慮すれば、PRAの評価対象が上記の範囲に留まるとすることは、最新の技術に基づいた適用範囲であると判断した。</p>

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

1.1 事故シーケンスグループの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>②PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2次冷却系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・ECCS注水機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損） <p>(b) 個別プラント評価による抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p><u>(i) 事故シーケンスグループの抽出方法や対象を確認する。</u></p> <p>① 事故シーケンスグループの各事象（内部事象、地震及び津波、その他）に対する抽出方法が、日本原子力学会標準に照らして妥当であることを確認。具体的には、有効性評価のグループ化の過程について、以下に示す基準を見たしていることを確認。</p> <p>①-a 起因事象の選定については、考慮すべき事象として、以下の a)～e) が含まれていることを確認。</p>	<p>① 内部事象レベル1PRAの手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。また、地震PRA及び津波PRAの手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。</p> <p>上記の、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという手法は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法に沿ったものであること及び、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p> <p>①-a 抽出した起因事象は追補2. I第1.2表「起因事象（内部事象）」にまとめられており、その中に過渡事象、LOCA、SGTR（蒸気発生器伝熱管破損）、インターフェイスシステムLOCAが含まれていることを確認した。また、LOCAについては破断口面積の違いによる事故時挙動への影響を考慮して、大破断、中破断、小破断に細分化していることを確認した。なお、従属性を有する起因事象としては、地震PRAの中で建屋損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、機器損傷の相関性考慮により生じる複数ループの同時破損（大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excess LOCA」という。）、原子炉補助建屋の損傷による複数の電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失といった緩和系に期待できない事象（複数の電気盤損傷）も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っていることを確認した。</p> <p>①-b 伊方発電所3号炉では、PWRプラントで用いられる起因事象のうち、適用除外とするものとその理由として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・極小LOCA：充てん/高圧注入ポンプ兼用のプラントに適用。伊方発電所3号炉はこれらが独立している。 ・DC母線1系列喪失：1系列喪失時に原子炉がトリップするプラントに適用。伊方発電所3号炉はDC（直流）母線1系列喪失でトリップしない。 <p>としており、起因発生頻度の観点から条件a)を満足することを確認した。</p> <p>①-c 事故シーケンスのグループ化の結果は追補2. I第1.7表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」にまとめられており、「事象の類似性による起因事象のグループ化」の方針に従って、炉心損傷に至る主要因ごとにグループ化されていることを確認した。また、「起因事象のグループ化の禁止」に該当する事故シーケンスとして、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損及び破損側蒸気発生器の隔離失敗については、各々単独のグループとして扱っていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率的リスク評価に関する実施基準（レベル 1PRA 編）： 2013 附属書 E（規定）からの抜粋</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>E.1 起因事象の同定において考慮すべき事象</p> <p>a) 過渡事象 原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが、プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。</p> <p>b) LOCA 原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ、原子炉冷却材が喪失することでプラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。LOCA 事象を細分化する場合にはその考え方を示す。</p> <p>c) SGTR（PWR）</p> <p>d) インターフェイスシステム LOCA 原子炉冷却系とのインターフェイスで起こると想定される故障、又は格納容器外での制御されない冷却材喪失をもたらすような運用を含める。</p> <p>e) 従属性を有する起因事象 緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象を考慮する。サポート系の故障によって発生する起因事象を同定する際には、ランダム故障又は共通原因による同一系統の機器の複数故障、さらに定例試験等による機器構成に伴う起因事象を含める。</p> </div> <p>①-b 起因事象の選定において、除外する事象がある場合には、以下の a)～c) のいずれかの基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、附属書 H（参考）からの抜粋</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>H.2 除外判定基準の例</p> <p>ASME/ANS PRA 標準では、同定した起因事象のうち、これ以上評価を行わなくてよいように起因事象を評価対象から除外する基準として次のような判断基準を記載している。</p> <p>a) 起因事象発生頻度が 10^{-7}/炉年未満の事象。ただし、インターフェイスシステム LOCA、格納容器バイパス及び原子炉圧力容器破損は除く。</p> <p>b) 起因事象発生頻度が 10^{-6}/炉年未満で、少なくとも独立した 2 系</p> </div>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象</p> <p>c) 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象</p> <p>①-c 起回事象のグループ化において、以下の基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、本文</p> <p>6.2 起回事象のグループ化</p> <p>6.2.1 事象の類似性による起回事象のグループ化</p> <p>同定した起回事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、体系的なプロセスを用いて起回事象のグループ化を行う。グループ化は、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 事故の進展及び時間余裕、プラントの応答、レベル 2PRA との関係、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備、並びに緩和操作の観点から類似している事象 - グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。 <p>6.2.2 起回事象のグループ化の禁止</p> <p>同定した起回事象のうち、以下の項目に示すものについては、他の起回事象とは事象シナリオの展開及び/又は必要とされる緩和機能が異なることから、他の起回事象とは同一のグループとはしない。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 起回事象従属性を有する事象 - プラント応答が異なる（成功基準が異なる）起回事象、又は格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象。このような起回事象には、極度の LOCA（工学的安全施設のいかなる組合せでも緩和できない極めて大規模の LOCA）、インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損及び隔離されない格納容器外破断を含む。 - 隣接プラントの状態が評価対象プラントに影響を及ぼす起回事象 	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 現状の PRA の整備状況では、外部事象すべてに PRA を適用できないため、外部事象で評価する対象を確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。（全般④）</p> <p>第6条解釈（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダム の崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>① 地震及び津波以外の自然現象として、洪水、風（台風）、竜巻等の12事象を評価対象として選定しており、検討する事象の範囲及びその抽出方法、評価する事象の選定方法は次の通り。</p> <p>・検討する事象には、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く）があり、これらについて、国内外の8つの基準を参考に、網羅的に54の自然現象と23の人為事象を抽出した。抽出した自然現象と人為事象について、評価上考慮すべき事象を選定するため、米国機械学会の基準を参考に除外基準を設定してスクリーニングを行い、12の自然現象と7の人為事象を選定した。このうち、人為事象については、航空機落下等の大規模損壊として取り扱うべきものが含まれており、本評価では自然現象に着目して整理した（追補2. I 別紙1-1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」）。</p> <p>これにより、検討する事象は複数の基準に基づき抽出していることから網羅性があると考えられること、評価する事象のスクリーニング基準に合理性があると考えられること、航空機落下は大規模損壊で対応することが適当であること及び船舶の衝突等は安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低いことから、評価する事象は妥当なものと判断した。</p>

(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) - 1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>PRAに基づく整理</p> <p>(i) 起因事象の選定及び評価（機器の故障率や地震・津波の発生確率が適切に設定されていることを確認する）</p> <p>① 起因事象の発生頻度評価のバックデータである機器故障率、地震・</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月 原子力規制庁）の記載事項を踏まえて実施していることを確認した。</p> <p>具体的には、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>津波ハザード曲線について、設計情報や運転情報に裏付けられているか、またその妥当性確認のためプラントウォークダウンを実施しているかを確認。</p> <p>② 各事象（内部事象、地震、津波）の評価に用いた起因事象と発生頻度の評価結果が記載されており、発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 機器故障率については、原子力安全推進協会が管理する原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAで公開されている国内プラントの故障実績を元にしており、実機の運転情報に裏付けられている。 ・ 地震ハザード曲線については、日本原子力学会の標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全性評価実施基準：2007」の方法に基づき、敷地前面海域の断層群の活動間隔や最新活動時期の情報等を参考に設定していることを確認した。また、地震PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより地震影響等の確認を行っている。 ・ 津波ハザード曲線については、日本原子力学会の標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」の方法に基づき、津波PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより津波影響等の確認を行っている。 <p>② 起因事象発生頻度については、以下の通り追補2. Iに整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 内部事象 第1.3表「起因事象発生頻度（内部事象）」 ・ 地震 第1.4表「加速度区分別地震発生頻度」 ・ 津波 第1.5表「津波高さ別津波発生頻度」 <p>また、プラント構成（高圧注入系のプースティングの有無等）や立地条件の違いを勘案した上で、先行炉（川内1・2号炉、及び高浜3・4号炉）の評価値から著しく乖離していないことを確認した。</p>
<p><u>（ii）事故シーケンスの分析（地震及び津波PRA固有の評価方針に基づくことを確認する）</u></p> <p>① 地震及び津波PRAでは、内部事象PRAでは扱わない複数ループの同時破損、複数の電気盤損傷等、緩和系に期待できない事象を網羅的に抽出していることを確認。また、網羅的に抽出したことを示すエビデンスを確認。</p>	<p>① 地震及び津波レベル1PRAでは、これらの発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーで整理することにより、複合的な事象発生を含めた事故シーケンスの抽出を行っていることを確認した。また、事故シーケンスの定量化の結果を追補2. I第1.5図「事故シーケンスの定量化の結果」～第1.6表「事故シーケンスの定量化の結果」に整理していることを確認した。</p>
<p><u>（iii）事故シーケンスの定量化（内部事象に加えて地震・津波の影響が発生確率の増加の形で考慮されていることを確認）</u></p> <p>① 各事象（内部事象、地震、津波）における事故シーケンスグループ及び発生確率が表の形で整理されており、選択された事故シーケンスが網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンス毎に内部事象、地震、津波に分けてCDFを整理していることを確認した（追補2. I第1.6表「事故シーケンスの定量化の結果」～第1.7表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」）。</p> <p>なお、申請者は、基準地震動等の策定の過程で、断層の連動等を考慮することにより、地震及び津波ハザードを変更しており、これを踏まえ地震及び津波PRAを実施し、地震及び津波ハザードの変更が事故シーケンスグループ等の選定に及ぼす影響を評価した。その結果、申請者は、損傷モードや損傷設備の追加がないこと、また、炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない建屋損傷等の地震及び津波特有の事故シーケンスの寄与が著しく増大することはないことから、新たな事故シーケンスグループの追加はないとした。地震及び津波ハザード変更により、全炉心損傷頻度はわずかに増加したものの、地震及び津波特有の4つの事故シーケンスについて、その頻度及び影響度はハザード変更前後で有意な差異はないことから、申請者が新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、妥当であると判断した。</p>

(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 地震、津波以外の PRA が使えない外部事象の影響が PRA 分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 地震、津波以外の外部事象の PRA 評価への影響を考慮していることを確認。</p> <p>② 地震、津波以外の外部事象を考慮して PRA 評価に影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>① 地震、津波以外の外部事象として、溢水又は火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、小破断 L O C A、主給水流量喪失等の事象が想定されている。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の影響について検討していることを確認した。なお、これらの要因による建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機喪失、変圧器・送電線等の機能喪失による全交流電源喪失が想定されるが、いずれも今回内部事象レベル 1PRA から得られた事故シーケンスに含まれると推定していることを確認した（追補 2. I 別紙 1-1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」）。</p> <p>② 内部事象、地震及び津波以外の事象について、内部事象レベル 1PRA の手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たな炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかったとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル 1PRA と同じであるため、内部事象レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。 洪水、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流電源喪失があるが、これは内部事象レベル 1PRA の手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。 <p>この判断については、設置許可基準規則解釈に則って、申請者が頻度の観点から全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認していること、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができることとしていることから、妥当であると判断した。</p> <p>津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル 1PRA で抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても a. の 12 の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p>

(2) 抽出した事故シーケンスの整理

(2) - 1. 必ず想定する事故シーケンスグループについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>第 37 条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉</p>	<p>① 追補 2. I 第 1.7 表「PRA 結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」に示された事故シーケンスに、審査ガイドが PWR に対して必ず想定するよう求めている以下の事故シーケンスが完備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 2 次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 原子炉格納容器の除熱機能喪失 原子炉停止機能喪失 ECCS 注水機能喪失 ECCS 再循環機能喪失 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損） <p>また、上記以外の事故シーケンスについては、以下の通りとしていることを確認した。</p> <p>・イベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目して類型化し事故シーケ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループが漏れなく選定され、炉心損傷対策の有無により分類がなされていることを確認。</p> <p>① 事故シーケンスグループが審査ガイドの有効性評価で指定しているもの（PWRでは8個）が完備していることを確認。</p> <p>② PRA以外の評価で事故シーケンスグループを設定した場合には、その根拠を説明していることを確認。</p> <p>③ 内部事象、地震及び津波に分けてPRA評価結果が整理されていることを確認。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを、炉心損傷を防止できるか否か、格納容器機能に期待できるか（下記参照）等で、確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の格納容器破損防止機能に期待でき、炉心損傷対策があるもの（規則解釈1-2(a)を適用）。 ・ 炉心損傷後に格納容器破損防止機能に期待できないもの（規則解釈1-2(b)を適用）。 ・ 炉心損傷を防止できないもの（規則解釈1-2(a)、1-2(b)を適用できないもの） <p>（⑧事故シーケンスグループを、炉心損傷防止できるか否か等で分類）</p>	<p>nsグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する8つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震・津波特有の4つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、原子炉格納容器破損、原子炉補助建屋損傷（複数の信号系損傷を含む）蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損））が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。</p> <p>② 伊方3号炉の場合、新たな事故シーケンスの追加はない。</p> <p>③ 追補2. I第1.8表「事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象、地震及び津波PRA）」に事故シーケンスごとに内部事象、地震、津波に分けてシーケンス別CDFが整理されていることを確認した。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを以下のように分類していることを確認した。</p> <p>a. 1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉補機冷却機能喪失 (d) 原子炉停止機能喪失 (e) ECCS注水機能喪失 (f) ECCS再循環機能喪失 <p>b. 1-2(b)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> (g) 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (h) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損） <p>c. 1-2(a)及び(b)以外の事故シーケンスグループ なし</p>

(2) - 2. 新たな事故シーケンスグループの追加について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な事故シーケンスグループを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 審査ガイドの解釈で指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスとしては、外部事象に特有な事故シーケンス4つについて確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） ・ 原子炉建屋損傷 ・ 原子炉格納容器損傷 ・ 原子炉補助建屋損傷 <p>この中で、伊方3号炉に固有な特殊な事故シーケンスは含まれていないことを確認した。これらの事故シーケンスの有効性評価への影響については、以下の通りとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 4つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かの検討を、PRAの結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較することにより行った。 ・ 頻度の観点からは、4つの事故シーケンスは、全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認した。 ・ 影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて大規模損壊対策による影響緩和を図ることができることを確認した。 ・ 以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、4つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。 ・ よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。

1.2. 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 炉心損傷が免れないために有効性評価の対象外とするシーケンスの影響を考慮していることを確認する。</p> <p>① 国内外の先進的な対策によっても、炉心損傷対策を講じるのが困難なシーケンスを洗い出し、有効性評価で対象外としても影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする」としていることを確認した。具体的には、該当する事故シーケンスとして、以下の6つを選定し、頻度と影響度の観点から評価事故シーケンスに含める必要がないことを確認している（参考）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡事象+補助給水失敗（炉内構造物損傷） ・ 原子炉補機冷却機能の喪失+補助給水失敗 ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA） ・ 大破断 LOCA+低圧注入失敗 ・ 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 ・ 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補 2. I 別紙 1-3「国外での先進的な対策と伊方発電所3号炉での対策の比較」に整理していることを確認した。</p>

1.3. 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p>	<p>① 有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定し、4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いていることを確認した。また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定していることを確認した（追補2. 1第1.9表「重要事故シーケンスの選定について（運転中の炉心損傷防止に係るもの）」）。</p>

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 審査ガイドの方針に従って事故シーケンスを選定する過程を確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、上記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの重要度に基づいて、最も「高」が多いシーケンスが重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. 1第1.9表「重要事故シーケンスの選定について（運転中の炉心損傷防止に係るもの）」）。</p>

（3）事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析による伊方3号炉の特徴として、以下が抽出されていることを確認した。（追補2. I別紙1-6「出力運転時内部事象レベル1 PRAにおける主要なカットセットについて」）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失については、補助給水の失敗原因として、空調システムの故障により安全補機開閉器室の冷却機能が喪失し、室温上昇によって補助給水系の作動に必要な開閉器が故障する場合がある。（追補2. I別紙1-7「2次冷却系からの除熱機能喪失における事故シーケンスの分析」） ・ ECCS再循環機能喪失については、その対策として格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環としているが、格納容器再循環ポンプとの間の隔離弁の開失敗により代替再循環ができなくなる可能性がある。（追補2. I別紙1-8「ECCS再循環機能喪失における事故シーケンスの分析」） ・ いずれの場合についても、整備されている対策（不要負荷の隔離及び隔離弁のバイパス弁開）により対応が可能であり、新たな対策を有効性評価において確認する必要がない（上記別紙1-7、1-8）。

1.4. まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p> <p>申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震及び津波特有の4つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈に則って、頻度は全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。</p> <p>また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈に則った考え方であることから、妥当であると判断した。</p> <p>事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。</p>

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

2.1 格納容器破損モードの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>①個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>(i) 地震、津波以外のPRAが使えない外部事象の影響がPRA分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 外部事象の影響のうち、地震と津波以外のその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たに格納容器破損モードを追加する必要はないとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部溢水又は内部火災の発生の際には、同一区画に近接設置されている機器や制御回路が共通要因により機能喪失してイベントツリーにおけるヘディングの失敗確率を上昇させる可能性があるものの、レベル1PRAにおいて新たな事故シーケンスが発生するものではない。また、原子炉格納容器及びその内部構造物の破損は想定し難いことから、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル1.5で想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。 自然現象等の外部事象の発生の際には、建屋外部に設置された設備への影響により外部電源の喪失又は海水システムの損傷による原子炉補機冷却機能喪失の発生の可能性が大きくなるが、起因事象としては変わらないことから、レベル1PRAにおいて新たな事故シーケンスグループが発生するものではない。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル1.5で想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。

(1) 格納容器破損モードの抽出、整理

(1)-1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① プラント損傷状態が定義されていることを確認。</p>	<p>① プラント損傷状態の設定については、以下の通りとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、起因事象と1次系圧力、炉心損傷時期、格納容器内事象進展（格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）の3種類の属性を用いて定義した。 レベル1PRAで抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、さらに高圧注入・再循環、格納容器スプレイ注入・再循環の分岐・ヘディングを考慮し、内部事象レベル1.5評価用のイベントツリーを作成した。これを用いて各事故シーケンスのPDSを特定した後、PDSごとに事故シーケンスを整理した。 さらに、PDSごとに、設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c. の6つの格納容器破損モードのいずれかに対応していることを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとにPDSを整理した。
<p>(ii) 格納容器破損モードの評価</p> <p>① 格納容器破損モード毎に格納容器イベントツリーで抽出された事象が記載されていることを確認。</p>	<p>① 内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損に係る以下の12の格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則って検討対象としていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管破損（gモード） インターフェイスシステムLOCA（vモード）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>3) 格納容器隔離失敗（βモード）</p> <p>4) 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）</p> <p>5) 格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク（ηモード）</p> <p>6) 溶融物直接接触（μモード）</p> <p>7) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）</p> <p>8) 水素燃焼又は水素爆轟（γモード）</p> <p>9) ベースマット溶融貫通（εモード）</p> <p>10) 格納容器貫通部過温破損（τモード）</p> <p>11) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード）</p> <p>12) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）</p>

（1）－2．PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに格納容器破損モードの評価に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討を実施した。</p> <p>検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、βモード、gモード及び地震による格納容器破損（χモード）が考えられるが、βモード及びgモードについてはa.の12の破損モードで抽出されていること、χモードについては直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p> <p>（参考）</p> <p>申請者は、基準地震動等の策定の過程で、断層の連動等を考慮することにより、地震及び津波ハザードを変更した。これを踏まえて、地震及び津波ハザードの変更が事故シーケンスグループ等の選定に影響を及ぼさないかを評価した結果、以下に示す通り、いずれについても新たな破損モードの追加は不要であるとしていることを確認した。</p> <p>(1) 地震の影響</p> <p>格納容器破損モードについては、地震動による建物の大規模な損壊の可能性は十分低く、内部事象により選定した破損モード以外に追加を要するものはないと考えられる。</p> <p>事故シーケンスについては、地震レベル1PRAで考えられる地震特有の事故シーケンスがある。</p> <p>(2) 津波の影響</p> <p>格納容器破損モードについては、津波による原子炉格納容器及びその内部構造物の破損は想定し難く、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p> <p>事故シーケンスについては、高台にない屋外設備（海水ポンプ）、屋内の低位置の設備（原子炉補機冷却水ポンプ）等の損傷が考えられ、原子炉補機冷却機能及び非常用所内交流動力電源の喪失につながることから、サポート機能の喪失が発生すると考えられる。</p> <p>(3) 内部溢水及び内部火災の影響</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>追補 2. I 別紙 1-1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」に記載のとおり、内部溢水又は内部火災の発生の際には、同一区画に近接設置されている機器や制御回路が共通要因により機能喪失してイベントツリーにおけるヘディングの失敗確率を上昇させる可能性があるものの、レベル1 P R Aにおいて新たな事故シーケンスが発生するものではない。また、原子炉格納容器及びその内部構造物の破損は想定し難いことから、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル 1.5 で想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p> <p>(4) その他外部事象の影響</p> <p>自然現象等の外部事象の発生の際には、建屋外部に設置された設備への影響により外部電源の喪失又は海水系統の損傷による原子炉補機冷却機能喪失の発生の可能性が大きくなるが、起因事象としては変わらないことから、レベル1 P R Aにおいて新たな事故シーケンスグループが発生するものではない。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル 1.5 で想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p>

(2) P R Aの結果を踏まえた格納容器破損モードの検討
 (2) - 1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>第 37 条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2 - 1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(i) 審査ガイドで指定されている格納容器破損モードのうち、除外するものがないか、またその理由が明記されているか確認する。</p> <p>① 必ず想定する格納容器破損モードに含まれるもののうち、プラント固有の条件により発生の可能性がないと思われるもの（格納容器直接接触等）について、その除外の理由を説明していることを確認。</p>	<p>① まず、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損に係る 12 の格納容器破損モードに、必ず想定する 7 つの格納容器破損モードが含まれていることを確認した。</p> <p>必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR の一部の格納容器に特有の事象とみなされているため、PWR である当該評価の対象から除外するとしていることを確認した。これは、当該モードが BWR マーク I 型の原子炉格納容器（原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTAL に開口部がある）に特有の事象とみなされており、原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面へ流れる構造がない PWR では発生の可能性がないと考えられるためである。</p>

(2) - 2. 新たな格納容器破損モードの追加検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な格納容器破損モードを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている格納容器破損モード以外で、追加すべき格納容器破損モードがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 必ず想定する格納容器破損モードに分類されない2つの破損モード（α及びβモード）について、海外知見等に基づいて検討を行い、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと、及び3つの破損モード（θ、ν及びgモード）について、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価することから新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はないとしていることを確認した。</p> <p>よって、想定する格納容器破損モードは、7つの格納容器破損モード（η、μ、σ、γ、ε、τ及びδモード）となる。</p> <p>抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない炉心損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしている。</p> <p>審査においては特に、破損モードα、β及び高温誘因蒸気発生器伝熱管破損についての扱いを明確にすることを申請者に求めた。申請者は、それぞれ格納容器破損モードについて、以下の理由により新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしている。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 原子炉内での水蒸気爆発（αモード）については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと評価されている。 2) 格納容器隔離失敗（βモード）については、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を12時間に1回確認する運用であること及びエアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能であること、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価した。 3) 高温誘因蒸気発生器伝熱管破損については、発生頻度が非常に小さいことに加え、発生を防止するための1次系強制減圧を確実に行うための対策が整備されていること、1次系が高温状態でも1次系強制減圧（加圧器逃がし弁の開状態）を維持できることを解析により確認していること、蒸気発生器への給水により炉心損傷を回避できる場合があることなどから、発生を防止できるとしている。 <p>以上の説明に対し、αモードについては発生確率が極めて低いと認められること、βモードについては人的過誤を防止する運用がなされていること、高温誘因蒸気発生器伝熱管破損については1次系強制減圧を確実に行うための対策等が整備されていることを確認したことから、申請者がこれらの破損モードを新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしたことは妥当と判断した。</p>

2.2. 評価事故シーケンスの選定について

(1) 評価対象とするPDSの選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 破損モード毎のPDSの中から評価対象を選定する方針について確認。</p> <p>① 各破損モード別に該当するPDSの一覧と、その中で最も厳しいPDS（本文に説明）が選定されていることを確認。</p>	<p>① 炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、起因事象と1次系圧力、炉心損傷時期、格納容器内事象進展（格納容器破損時期、溶融デブリの冷却手段）の3種類の属性を用いて定義していることを確認した（追補2. I第2.5「想定する格納容器破損モードの選定」～第2.6表「評価対象とするプラント損傷状態の選定」）。</p> <p>また、以下のように選定結果とその理由を示していることを確認した。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断規模が大きいA**が原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展の観点で厳しい。 ・ 原子炉格納容器内に燃料取替用水の持ち込みがない**Dが圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。 <p>したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器破損時に溶融物が高圧で原子炉格納容器内に分散し、雰囲気への伝熱が大きくなる観点で、LOCAが発生しておらず補助給水による1次系の冷却にも期待できないT**が厳しい。 ・ 原子炉格納容器内に燃料取替用水の持ち込みがない**Dが温度上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。 <p>したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。</p> <p>(3) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系の圧力が高く維持されるT**が1次系減圧の観点で厳しい。 ・ 1次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失は、TEDに含まれる。 <p>したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融炉心がより高温となる観点から、事故進展が速く、原子炉容器破損時の崩壊熱が高いA**が厳しい。 ・ 原子炉格納容器内の冷却がない**Wが、格納容器スプレイが機能する**Iに比べて圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。 <p>したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水又は格納容器スプレイ注水が行われるが再循環の失敗により除熱機能が喪失するAEWとなる。</p> <p>(5) 水素燃焼</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全炉心ジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とするとPDSによる水素発生量の差異がなくなるが、事故進展が速く、原子炉容器破損が速く起きるA**が水素放出速度の観点で厳しい。 ・ 格納容器スプレイ注入・再循環に成功する**Iでは水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなる点で厳しい。 <p>したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動するAEIとなる。</p> <p>(6) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>シェルアタックは、追補2. I別紙2-3「格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について」に示すとおり、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象とみなされている。PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面へ流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、解析による評価対象として想定する格納容器破損モードとしていない。</p> <p>(7) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高いA**が溶融炉心によるコンクリート侵食発生観点で厳しい。 ・ 原子炉格納容器内に燃料取替用水の持ち込みがない**Dがコンクリート侵食抑制効果に期待できない点から厳しい。 <p>したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。</p>

（2）評価事故シーケンスの選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）</p> <p>(2) 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属—水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。</p> <p>(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から格納容器直接接触の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(i) 審査ガイドの方針に従って評価対象とするシーケンスを選定する過程を確認する。</p>	<p>① 格納容器破損モードごとのPDSから、影響の観点で最も厳しくなるPDSを選定し、このPDSを構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとしてしていることを確認した。</p> <p>さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮していることを確認した（追補2. I第2.6表「評価対象とするプラント損傷状態の選定」～第2.7表「評価事故シーケンスの選定（運転中の格納容器破損防止に係るもの）」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
① 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定では、前段で最も厳しいPDSを選定したことを踏まえた選定になっているか確認。	

（3）外部事象の考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i)外部事象によって評価事故シーケンスが変わらないかどうかを確認する。</p> <p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに評価事故シーケンスの選定に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを以下の通り検討していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル1PRAと同じであるため、内部事象レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。 ・ 洪水、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベル1PRAの手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。 ・ よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

（4）炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
① 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理したものがあれば、それをすべて列挙すると共に、評価事故シーケンスでの取扱い方について説明していることを確認。	<p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスとして、以下の6つを選定していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物損傷） ・ 原子炉補機冷却機能の喪失＋補助給水失敗 ・ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA） ・ 大破断LOCA＋低圧注入失敗 ・ 大破断LOCA＋蓄圧注入失敗 ・ 中破断LOCA＋蓄圧注入失敗 <p>これらの事故シーケンスについては、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認したとしている（追補2. I別紙1-2「炉心損傷防止対策の有効性の確認が困難な事象について」）。</p> <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補2. I別紙1-3「国外での先進的な対策と伊方発電所3号炉での対策の比較」に整理していることを確認した。</p>

2.3 . 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析による伊方3号炉の特徴として、以下が抽出されていることを確認した（追補2. 1別紙2-5「出力運転時内部事象レベル1.5 PRAにおける主要なカットセットについて」）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器破損モードのうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器加温破損）」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、含まれる機器の故障モードによっては、該当する格納容器破損モードに対する有効性評価とは異なる手段がある。 ・ 上記の事故シーケンスのうち、「手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ失敗」では、空調系統の故障により、安全補機開閉器室の冷却機能が喪失し、室温上昇によって補助給水系及び格納容器スプレイ系の作動に必要な開閉器が故障する場合がある。 ・ 当該故障については、整備されている不要負荷の隔離等の手段により安全補機開閉室の冷却が可能であり、新たな対策を有効性評価において確認する必要はないと判断した。

2.4. まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則って検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。評価対象とした12の格納容器破損モードは、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モード（BWR固有のものを除く。）と一致することを確認した。これは、申請者が、検討対象とした12の格納容器破損モードのうち、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。</p> <p>申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとしていることは、有効性評価ガイドを踏まえ厳しいものを選定していることを確認した。</p> <p>以上のとおり、請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。</p>

3. 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>3-1</p> <p>(a) 想定事故1： 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b) 想定事故2： サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p><u>(i) 重要事故シーケンスの抽出方法や対象を確認する。</u></p> <p>① 有効性評価の重要事故シーケンスとして、想定事故1及び2が選定されていることを確認。</p>	<p>① <u>使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷に至るおそれがある事故</u>として、<u>想定事故1及び想定事故2を想定する</u>ことを確認した。</p>

4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

(1) 停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスの分析について

(1) - 1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p>	<p>① プラント停止時のプラント状態（POS）を、時系列的に網羅していることを確認した（追補2. I第3.2図「プラント停止時のプラント状態と主要パラメータの推移」、追補2. I第3.1表「プラント状態ごとの継続時間」）。</p> <p>② 各POSの推移を、主要パラメータ（水位、1次冷却材圧力・温度）と共に示していることを確認した（上記第3.2図）。また、各POSの継続時間を示していることを確認した（上記第3.1表）。</p> <p>③ 安全系機器の待機状態、反応度の誤投入の発生可能性、原子炉容器内の燃料の装荷状態、キャビティ水位を勘案して、評価対象とするPOSをPOS4、5、9、10、12、14に絞り込んでいることを確認した。また、事故シーケンスグループ毎に評価対象とするPOSを以下の通り選定していることを確認した。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能喪失 ・外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗 ・原子炉補機冷却機能喪失 <p>b. 選定理由</p> <p>余裕時間の観点で、「原子炉補機冷却機能喪失」は、ある一定期間は余熱除去ポンプの利用に期待できるが、ポンプの温度上昇によりやがて利用できなくなる。</p> <p>一方、「余熱除去機能喪失」と「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は、外部電源の有無の違いがあるものの、いずれも直ちに余熱除去ポンプの利用に期待できなくなる事故シーケンスであり「余熱除去機能喪失」で代表される。両者は「原子炉補機冷却機能喪失」に比べ余裕時間の観点で厳しい（本PRAでは原子炉冷却材沸騰開始まで10分を想定）。また、設備容量の観点では、これらの事故シーケンスにおいて差異はないものの、「余熱除去機能喪失」は燃料の崩壊熱除去機能を喪失する代表的な事象と考えられる。</p> <p>また、発生頻度においても該事故シーケンスの中で「余熱除去機能喪失」が特に大きい。したがって、「余熱除去機能喪失」を代表として選定した。</p> <p>さらに、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事象を選定した。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失 <p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心注水（充てんポンプ活用） ・炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ活用）* <p>*: 原子炉補機冷却機能喪失時</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失</p>
<p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① 評価対象とする定検工程の選定について、プラント状態（POS）がすべて網羅されていることを確認。</p> <p>② 主要パラメータの推移等からPOS分類が選定されていることを確認。（第3.1表、第3.2図）</p> <p>③ 特定のPOS（ミッドループ運転等）を対象として燃料損傷頻度の評価を行う場合には、リスク等の観点から選定の理由を説明していることを確認。（3.1内部事象④）</p> <p>④ 停止時の機器の待機除外状態が示されていることを確認。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失 <p>b. 選定理由</p> <p>全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみに期待する今回のPRAにおいては、外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故シーケンスが想定される。</p> <p>また、対策実施の余裕時間および燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定した。さらに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失＋ 非常用所内交流動力電源喪失＋ 原子炉補機冷却機能喪失 <p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空冷式非常用発電装置＋炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ活用） <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 ・ 水位維持失敗 ・ オーバードレン <p>b. 選定理由</p> <p>原子炉冷却材の流出として想定される起因事象としては、プラント停止期間を通じて想定される弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出事象に加えて、1次冷却系の水抜き操作実施時の水抜き停止操作の失敗による流出継続、ミッドループ運転中に何らかの原因で1次冷却系の水位維持に失敗する事象が想定される。設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化している今回のPRAにおいて、これらは原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失として直接的に燃料損傷に至る同一の事故シーケンスとして想定されることから、原子炉冷却材の流出流量が多い原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を選定した。また、発生頻度においても該当する事故シーケンスの中で原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失が特に大きい。</p> <p>さらに、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材が流出する事象を選定した。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 <p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心注水（充てんポンプ活用） <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入 <p>b. 選定理由</p> <p>反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみに期待</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>している今回のPRAにおいては、原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗に伴う反応度の誤投入が想定される。</p> <p>また、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、原子炉起動前にほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等による純水の注水により、原子炉冷却材が希釈され原子炉が臨界に至る可能性がある事象を選定した。</p> <p>なお、本事象発生時の対策は純水注水停止操作であるため、設備容量の観点からは問題ない。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動時における反応度の誤投入 <p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・純水注水停止操作 <p>④ 各POSについて、停止時の系統/システムの待機状態を示していることを確認した（追補2. I第3.2表「停止時の系統/システムの待機状態工程表」）。</p>
<p>（ii）起因事象の選定及び評価</p> <p>① 国内外のトラブル事例や評価事例等を参考に起因事象が選定されていることを確認。</p>	<p>① 国内PWRプラントのトラブル事例、マスターロジックダイアグラムによる分析、国内外の評価事例に基づいて起因事象を選定していることを確認した。なお、伊方3号炉においては、これらの起因事象はいずれも発生しておらず、起因事象発生頻度の観点からプラント固有の特徴は見られないとしていることを確認した。</p>
<p>（iii）事故シーケンスの分析</p> <p>① 選定された起因事象毎にイベントツリーが図示されていることを確認。</p> <p>② 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスが抽出されないかを検討していることを確認。</p>	<p>① 運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した（追補2. I第3.3図「停止時内部事象PRA用イベントツリー」）。</p> <p>② 抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしていることを確認した。</p>
<p>（iv）事故シーケンスの定量化</p> <p>① 事故シーケンスの発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスの発生頻度については、追補2. I第3.5表「事故シーケンスの定量化の結果（停止時レベル1PRA）」に整理されていることを確認した。また、先行炉（川内1・2号機、高浜3・4号機）と著しく頻度の値が異なっていないことを確認した（上記第3.5表、追補2. I第3.4図「事故シーケンスの定量化の結果（停止時レベル1PRA）」）。</p>

（1）－2. PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>② 運転停止中の外部事象について、PRAに代わる手法により事故シーケンスグループ選定への影響を検討していることを確認。</p>	<p>① 運転停止中の事故シーケンスグループの選定に係る外部事象については、運転中と同様の手法により考慮していることを確認した（追補2. I別紙1-1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」）</p>

4.2 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。 <p>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定する方針であることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。 	<p>① 停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いていることを確認した（追補2. I第3.7表「重要事故シーケンスの選定について（運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係るもの）」）。</p> <p>各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法であることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p>

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 各事故シーケンスグループにおいて、前記の方針に従って重要事故シーケンスを選定した過程がその理由と共に記載されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの重要度に基づいて、最も「高」が多いシーケンスが重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. I第3.7表「重要事故シーケンスの選定について（運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係るもの）」）。</p>

4.3 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。	① 伊方3号炉を対象として事故シーケンス毎のカットセット分析を実施し、主要なカットセットレベルを考慮してもすべての事故シーケンスにおいて、整備された燃料損傷防止対策が可能であるとしていることを確認した（追補2. I別紙3-1「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス」）。

4.4 まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
② 以上の確認結果から、運転停止中事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。	<p>① 申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法であることを確認した。</p> <p>事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当なものであると判断した。</p>

5. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) PRAの方法が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRAの方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRAの説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRAプロセスの確認のため、専門家によるピアレビューの実施結果が記載されていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月 原子力規制庁）の記載事項への対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 申請者が実施した上記のPRAのプロセスが最新の知見を踏まえているかについて説明を求めた。その結果、申請者の評価手法及びその技術的根拠は日本原子力学会の実施基準に基づいていること、国内外の知見に照らして手法が妥当であることを海外を含めたPRAの専門家により確認していることから、標準的な手法に則って実施されていると判断した。</p>

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

1. はじめに	付録 2-2
2. 評価温度及び圧力の設定	付録 2-3
3. 健全性確認	付録 2-4
4. 結論	付録 2-11

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価）

1. はじめに

有効性評価ガイドは、以下に示すとおり、1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界温度又は限界圧力を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すことを求めている。伊方発電所3号炉においては、原子炉格納容器の評価温度及び評価圧力（以下「限界温度、限界圧力」という）をそれぞれ 200℃、2Pd（0.566MPa[gage]、Pd：最高使用圧力（0.283MPa[gage]））としていることから、当該環境においても原子炉格納容器は閉じ込め機能を満足することの根拠と妥当性を確認する。

（有効性評価ガイド）

（炉心の著しい損傷の防止）

1-6 上記1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。

1-3 上記1-2 の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2 倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

（原子炉格納容器の破損の防止）

2-3 上記2-2 の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

2. 評価温度及び圧力の設定

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果（伊方発電所3号炉申請書ベース）
<p>有効性評価の結果を踏まえ、評価温度及び圧力は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものであるか。</p> <p>(i) 限界温度・圧力は重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を包絡するものであるかを確認する。</p> <p>① 重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する限界温度及び限界圧力の設定値を確認。</p>	<p>(i) 限界圧力及び限界温度は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 伊方3号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約138℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.345MPa[gage]（ともに格納容器破損モード「格納容器過温破損」の場合）であり、その後、原子炉格納容器圧力、温度は緩やかに低下することを確認した。</p> <p>② 上記①の結果を踏まえ、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価温度及び圧力を200℃、2Pd（0.566MPa[gage]）として設定することを確認した。</p>

3. 健全性確認

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果（伊方発電所3号炉申請書ベース）
<p>限界温度・圧力の根拠と妥当性を確認するに当たり、評価対象、機能喪失要因及び評価方法は適切か。</p> <p>(1) 放射性物質の閉じ込め機能の確保の観点から、限界圧力・温度の環境下において健全性を確認する対象が明らかになっているかを確認。</p> <p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかを確認する。</p> <p>① 過去の事故事例も踏まえ、原子炉格納容器の健全性確認における評価対象の抽出に係る考え方を確認。</p> <p>② 評価対象とした原子炉格納容器バウンダリの構成部を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器バウンダリ構成部の構造が図示されていることを確認。</p>	<p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要があること、さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏洩要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要があるとしていることを確認した。以上より、原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスとなる可能性がある開口部及び貫通部の構成品並びにガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部を評価対象としていることを確認した。</p> <p>② 上記①の考え方を踏まえ、以下を評価対象部位として挙げていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体 b. 機器搬入口 c. エアロック d. 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> (a) 固定式配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通配管 ・ スリーブ ・ 端板 ・ 閉止フランジ ・ 閉止板 (b) 伸縮式配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通配管 ・ スリーブ ・ 端板 ・ 伸縮継手 ・ 短管 e. 電気配線貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・ モジュール ・ 本体 ・ 端板 f. 原子炉格納容器隔離弁 <p>③ 「図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図」において、上記②で挙げた原子炉格納容器本体やエアロック、原子炉格納容器隔離弁等が図示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果（伊方発電所3号炉申請書ベース）
<p>(2) 評価対象部位の想定される機能喪失要因は明らかにされているか。機能喪失要因のスクリーニング結果は妥当か。</p> <p>(i) (1)(i)②で挙げられた評価対象部位の機能喪失要因を確認する。</p> <p>① 機器喪失要因として、材質や構造、使用条件、設置状況等を踏まえた破壊モードが示されていることを確認。</p> <p>② 上記①から、各評価対象部位に選定した機能喪失要因と、その選定理由が示されていることを確認。また、選定された以外の要因については考慮が不要である根拠が示されていることを確認。</p>	<p>(i) 評価対象部位における機能喪失要因は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 機器喪失要因となる破壊モードについて、以下の10つが挙げられていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 延性破壊 ・ 座屈（構造部） ・ 変形 ・ 高温劣化（シール部） ・ 脆性破壊 ・ 疲労破壊 ・ 圧壊、 ・ 付着力低下（エポキシ樹脂） ・ 変形（Oリング） ・ 変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材） <p>② 上記①で挙げられた機能喪失要因について、各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由については表1のとおりであり、以下に各評価部位で選定された機能喪失要因が示されている。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体 延性破壊</p> <p>b. 機器搬入口 延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p> <p>c. エアロック 延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）</p> <p>d. 配管貫通部</p> <p>(a) 固定式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通配管 延性破壊 ・ スリーブ 延性破壊 ・ 端板 延性破壊 ・ 閉止フランジ 延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット） ・ 閉止板 延性破壊 <p>(b) 伸縮式配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通配管 延性破壊 ・ スリーブ

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果（伊方発電所3号炉申請書ベース）
	<p>延性破壊</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 端板 <p>延性破壊</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 伸縮継手 <p>疲労破壊</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 短管 <p>圧壊</p> <p>e. 電気配線貫通部</p> <p>付着力低下（エポキシ樹脂）、変形（Oリング）</p> <p>f. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材）</p>
<p>(3) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準は妥当か。</p> <p>(i) 構造健全性で用いる評価手法と評価対象部位の分類方法を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 評価で参照する実験結果や規格を確認。 ② 評価方法による評価対象機器の分類を確認。 ③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかを確認。 	<p>(i) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準について、以下のとおり確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 評価で参照する実験結果や規格は以下の3つであることを確認した。 <p><u>実験結果</u>：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電力会社等による共同研究等での試験結果による評価 <p><u>規格</u>：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価 ・ 設計・建設規格の準用等による評価 <ol style="list-style-type: none"> ② 評価方法による評価対象機器の分類は、以下に示す「図1 評価方法による評価対象機器の分類」に示されており、選定された評価対象機器は、図1のフローにしたがって分類されていることを確認した。

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果（伊方発電所3号炉申請書ベース）
	<div style="text-align: center;"> <pre> graph TD A[評価対象機器の選定] --> B[機能喪失要因の抽出と評価方法の設定] B --> C[規格を用いた評価] B --> D[試験結果を用いた評価] D --> E[電共研での試験結果による評価により確認] E --> F[表1の(a)項参照] C --> G{設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価により確認できる} E --> G G -- YES --> H[表1の(b)項参照] G -- No --> I[設計・建設規格の準用等による評価により確認] I --> J[表1の(c)項参照] </pre> </div> <p>「図1 評価方法による評価対象機器の分類」の抜粋</p> <p>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかについて、以下のとおり確認した。 <u>電共研等での試験結果による評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 機器搬入口（シール部）及びエアロック（シール部）の機能劣化要因である変形、高温劣化については、シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき、判定基準「漏えい無し」にて評価を実施するとしていることを確認した。

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果（伊方発電所3号炉申請書ベース）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電線貫通部（モジュール部）の機能劣化要因であるエポキシ樹脂付着力低下、0 リング変形については、実機を模擬した検証試験結果に基づき、判定基準「漏えい無し」にて評価を実施していることを確認した。 ・ ゴムダイヤフラム弁（シール部）の機能劣化要因である変形については、EP ゴムの材料加速試験結果、空調用バタフライ弁の蒸気漏洩試験に基づき、判定基準「漏えい無し」にて評価を実施していることを確認した。 <p><u>設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通配管の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 または PPB-3531 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法に基づき、判定基準「PPC-3530 または PPB-3531 の一次+二次応力の制限値を満足する」ことにより評価を実施していることを確認した。 ・ 端板の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、既工事計画認可申請書で実績のある評価式に基づき、判定基準「PVB-3112 の許容値(3S)を満足する」ことにより評価を実施していることを確認した。 ・ 閉止板の機能喪失要因である延性破壊については、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し、200℃、2Pd に対する必要板厚の算定に基づき、判定基準「設計上の厚さが必要板厚を上回る」ことにより評価を実施していることを確認した。 ・ 伸縮継手の機能喪失要因である疲労破壊については、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数の評価を、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3800 に準拠し、判定基準「疲労累積係数が 1 以下となる」ことにより評価を実施していることを確認した。 ・ 短管の機能喪失要因である圧壊については、短管に外圧が作用した際、必要な板厚を既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3230 に準拠し、判定基準「設計上の厚さが必要板厚を上回る」ことにより評価を実施していることを確認した。 ・ 電線貫通部（本体、端板）の機能喪失要因である延性破壊については、①本体、端板について、設計・建設規格 PVE-3230, 3410 に準拠し、判定基準「設計上の厚さが必要板厚を上回る」ことにより評価を実施していること、②端板のリガメント部に発生する応力について、既工事計画認可申請書評価結果を用いて 200℃、2Pd に対する発生応力・許容応力の換算評価を実施し、判定基準「発生応力が 3S を満足する」ことにより評価を実施していることを確認した。 ・ ゴムダイヤフラム弁の機能喪失要因である変形については、ゴムダイヤフラム弁の強度評価を、設計・建設規格に規定されている許容圧力をもとに、判定基準「2Pd が 200℃における許容応力以下」であることにより、評価を実施していることを確認した。 ・ 真空逃がし弁の機能喪失要因である変形については、①耐圧機能は設計・建設規格に規定されている許容圧力により評価し、判定基準「耐圧機能は 2Pd が 200℃における許容圧力以下」であること、②隔離機能については、既工事計画認可申請書で評価実績のある設計・建設規格に準拠した手法により、判定基準「隔離機能は弁体の発生応力が、1.5 S 以下」であることにより評価を実施していることを確認した。 <p><u>設計・建設規格の準用等による評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器本体の機能喪失要因である延性破壊については、①原子炉格納容器の一般部について、設計・建設規格の評価式に準拠し、判断基準を 200℃における 2/3Su が発生するときの許容圧力を算定（簡易評価手法）し、判定基準「許容圧力は 2Pd を上回る」こと、②原子炉格納容器の局部について、代表プラントの有限要素法による応力評価結果及び伊方 3 号炉への適用性を確認するとともに、判定基準「代表プラントにおける評価結果より許容圧力は 2Pd を上回る」ことを評価していることを確認した。 ・ 機器搬入口の機能喪失要因である①座屈、②延性破壊（フランジ、ボルト）については、①胴の許容圧力評価は原子炉格納容器本体の評価結果に包絡されるため、蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容圧力を算定し、判定基準「①蓋板において許容圧力が 2Pd を上回る」こと、②フランジ及びボルトについて、機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態が同様であり、原子炉格納容器

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果（伊方発電所3号炉申請書ベース）
	<p>内圧力による変形モードも同傾向であるため、評価結果に相関性があると考えられる代表プラントの結果を使用し、プラント固有条件の差異を考慮し換算評価を実施し、判定基準「フランジ及びボルトに発生する応力が S_u 以下」あることを評価するとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ エアロックの機能喪失要因である延性破壊については、既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定し、判定基準「隔壁の $2/3S_u \times \alpha$（形状係数）相当の応力が発生する時の圧力が $2Pd$ を上回る」ことを評価するとしていることを確認した。 ・ スリーブの機能喪失要因である延性破壊については、原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力（一次一般膜応力、一次＋二次応力）を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で応力を算定し、許容値は設計・建設規格に準拠し、200°Cにおける $2/3S_u$、$2/3S_u \times \alpha$ 以下であることを示すとともに、判定基準「発生応力が 200°Cにおける許容値 $2/3S_u$、$2/3S_u \times \alpha$ を満足する」ことを評価するとしていることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 閉止フランジの機能喪失要因である①延性破壊、②シール能力不足による漏えいについて、①レーティング設計の耐圧能力を確認し、判定基準「①レーティング設計の耐圧能力が $2Pd$ を上回る」こと、②シールするために必要な締付圧力により必要圧縮量を評価するとともにガスケットに対する放射線の影響及び熱劣化を評価し、判定基準「②管理圧縮量が必要圧縮量を上回る、材質の放射線劣化及び耐温度」を評価するとしていることを確認した。
<p>(4) 各評価対象の評価結果は判定基準を満足しているか。</p> <p>(i) 上記(3)で示した評価方法に基づき、各評価対象は判定基準を満足していることを確認する。</p>	<p>(i) 各評価対象は判定基準を満足していることを以下のとおり確認した。</p> <p>伊方3号炉原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200°C、$2Pd$ の環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200°C、$2Pd$ の環境下での機能維持を確認した。（以下、「図2 評価結果まとめ」を参照。）</p>

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果 (伊方発電所3号炉申請書ベース)																																																																																																					
	<table border="1" data-bbox="1121 325 2665 1165"> <thead> <tr> <th>評価対象</th> <th>評価点</th> <th>評価式</th> <th>評価条件</th> <th>評価値^{※1}</th> <th>判定値</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器 本体</td> <td>円筒部 半球部</td> <td>円筒部：PVE-3230 半球部：PVE-3323 局部：代表プラント</td> <td>200℃</td> <td>一般部：2.2Pd(2/3Su) 局部：3.1Pd(FEM)</td> <td>0.566MPa[gage]以上 (2Pd)</td> <td>破断せず</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">機器搬入口</td> <td>フランジ部</td> <td>代表プラント値換算</td> <td>300℃ 2Pd</td> <td>211 MPa[gage] (一次+二次応力)</td> <td>420MPa[gage]以下 (Su)</td> <td rowspan="2">破断/ シール機能維持^{※2,3}</td> </tr> <tr> <td>蓋板</td> <td>機械工学便覧</td> <td>200℃</td> <td>1.22MPa[gage] (許容圧力)</td> <td>0.566MPa[gage]以上 (2Pd)</td> </tr> <tr> <td>エアロック</td> <td>隔壁部</td> <td>工認手法</td> <td>200℃</td> <td>0.77MPa[gage] (許容圧力)</td> <td>0.566MPa[gage]以上 (2Pd)</td> <td>破断せず/ シール機能維持^{※3}</td> </tr> <tr> <td>貫通配管</td> <td>同左 (貫通部付近)</td> <td>PPB-3531</td> <td>200℃ 2Pd</td> <td>302MPa[gage] (一次+二次応力)</td> <td>375MPa[gage]以下 (3Sm)</td> <td>破断せず</td> </tr> <tr> <td>スリーブ</td> <td>スリーブ 取付部</td> <td>工認手法</td> <td>200℃ 2Pd</td> <td>256 MPa[gage] (一次応力)</td> <td>281MPa[gage]以下 (2/3Su)</td> <td>破断せず</td> </tr> <tr> <td>端板</td> <td>配管取付部</td> <td>工認手法</td> <td>200℃ 2Pd</td> <td>236MPa[gage] (一次+二次応力)</td> <td>393MPa[gage]以下 (3S)</td> <td>破断せず</td> </tr> <tr> <td>閉止フランジ</td> <td>同左</td> <td>レーティング設計</td> <td>200℃</td> <td>1.03MPa[gage]^{※4}</td> <td>0.566MPa[gage]以上 (2Pd)</td> <td>破断せず/ シール機能維持^{※5}</td> </tr> <tr> <td>閉止板</td> <td>同左</td> <td>PVE-3410</td> <td>200℃ 2Pd</td> <td>mm (実物厚さ)</td> <td>19.3mm 以上 (設計基準上必要板厚)</td> <td>破断せず</td> </tr> <tr> <td>伸縮継手</td> <td>同左</td> <td>工認手法及び PVE-3800</td> <td>200℃ 2Pd</td> <td>0.0787 (疲労累積係数)</td> <td>1 以下</td> <td>破断せず</td> </tr> <tr> <td>短管</td> <td>同左</td> <td>PVE-3230</td> <td>200℃ 2Pd</td> <td>mm (実物厚さ)</td> <td>6.4mm 以上 (設計基準上必要板厚)</td> <td>破断せず</td> </tr> <tr> <td>電気配線貫通部</td> <td>端板</td> <td>PVE-3410</td> <td>200℃ 2Pd</td> <td>mm (実物厚さ)</td> <td>15.6mm 以上 (設計基準上必要板厚)</td> <td>破断せず</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器 隔離弁</td> <td>弁箱</td> <td>レーティング設計</td> <td>200℃</td> <td>1.46MPa[gage]^{※6}</td> <td>0.566MPa[gage]以上 (2Pd)</td> <td>破断せず/ シール機能維持</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1121 1165 1647 1255"> ※1:複数評価している項目は最も厳しい値を記載 ※2:代表プラント評価値の換算による評価 ※3:フランジ隙間許容値以下を確認 </p> <p data-bbox="1751 1165 2433 1255"> ※4:呼び圧力 ※5:ガスケット必要圧縮量以上を確認 ※6:呼び圧力により標準化された設計による 200℃での許容圧力 </p>						評価対象	評価点	評価式	評価条件	評価値 ^{※1}	判定値	評価結果	原子炉格納容器 本体	円筒部 半球部	円筒部：PVE-3230 半球部：PVE-3323 局部：代表プラント	200℃	一般部：2.2Pd(2/3Su) 局部：3.1Pd(FEM)	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず	機器搬入口	フランジ部	代表プラント値換算	300℃ 2Pd	211 MPa[gage] (一次+二次応力)	420MPa[gage]以下 (Su)	破断/ シール機能維持 ^{※2,3}	蓋板	機械工学便覧	200℃	1.22MPa[gage] (許容圧力)	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	エアロック	隔壁部	工認手法	200℃	0.77MPa[gage] (許容圧力)	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持 ^{※3}	貫通配管	同左 (貫通部付近)	PPB-3531	200℃ 2Pd	302MPa[gage] (一次+二次応力)	375MPa[gage]以下 (3Sm)	破断せず	スリーブ	スリーブ 取付部	工認手法	200℃ 2Pd	256 MPa[gage] (一次応力)	281MPa[gage]以下 (2/3Su)	破断せず	端板	配管取付部	工認手法	200℃ 2Pd	236MPa[gage] (一次+二次応力)	393MPa[gage]以下 (3S)	破断せず	閉止フランジ	同左	レーティング設計	200℃	1.03MPa[gage] ^{※4}	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持 ^{※5}	閉止板	同左	PVE-3410	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	19.3mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず	伸縮継手	同左	工認手法及び PVE-3800	200℃ 2Pd	0.0787 (疲労累積係数)	1 以下	破断せず	短管	同左	PVE-3230	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	6.4mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず	電気配線貫通部	端板	PVE-3410	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	15.6mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず	原子炉格納容器 隔離弁	弁箱	レーティング設計	200℃	1.46MPa[gage] ^{※6}	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持
評価対象	評価点	評価式	評価条件	評価値 ^{※1}	判定値	評価結果																																																																																																
原子炉格納容器 本体	円筒部 半球部	円筒部：PVE-3230 半球部：PVE-3323 局部：代表プラント	200℃	一般部：2.2Pd(2/3Su) 局部：3.1Pd(FEM)	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず																																																																																																
機器搬入口	フランジ部	代表プラント値換算	300℃ 2Pd	211 MPa[gage] (一次+二次応力)	420MPa[gage]以下 (Su)	破断/ シール機能維持 ^{※2,3}																																																																																																
	蓋板	機械工学便覧	200℃	1.22MPa[gage] (許容圧力)	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)																																																																																																	
エアロック	隔壁部	工認手法	200℃	0.77MPa[gage] (許容圧力)	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持 ^{※3}																																																																																																
貫通配管	同左 (貫通部付近)	PPB-3531	200℃ 2Pd	302MPa[gage] (一次+二次応力)	375MPa[gage]以下 (3Sm)	破断せず																																																																																																
スリーブ	スリーブ 取付部	工認手法	200℃ 2Pd	256 MPa[gage] (一次応力)	281MPa[gage]以下 (2/3Su)	破断せず																																																																																																
端板	配管取付部	工認手法	200℃ 2Pd	236MPa[gage] (一次+二次応力)	393MPa[gage]以下 (3S)	破断せず																																																																																																
閉止フランジ	同左	レーティング設計	200℃	1.03MPa[gage] ^{※4}	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持 ^{※5}																																																																																																
閉止板	同左	PVE-3410	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	19.3mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず																																																																																																
伸縮継手	同左	工認手法及び PVE-3800	200℃ 2Pd	0.0787 (疲労累積係数)	1 以下	破断せず																																																																																																
短管	同左	PVE-3230	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	6.4mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず																																																																																																
電気配線貫通部	端板	PVE-3410	200℃ 2Pd	mm (実物厚さ)	15.6mm 以上 (設計基準上必要板厚)	破断せず																																																																																																
原子炉格納容器 隔離弁	弁箱	レーティング設計	200℃	1.46MPa[gage] ^{※6}	0.566MPa[gage]以上 (2Pd)	破断せず/ シール機能維持																																																																																																
	<p data-bbox="1834 1297 2665 1333" style="text-align: center;">枠囲いの内容について、申請者は、商業機密のため、非公開としている。</p> <p data-bbox="1745 1386 2012 1417" style="text-align: center;">図2 評価結果のまとめ</p>																																																																																																					

4. 結論

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果（伊方発電所3号炉申請書ベース）
<p>原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器内部に設置されている貫通部等は限界圧力・温度の環境下においても閉じ込め機能を維持できる結果となっているか。</p> <p>(i) 1.～3.の内容を踏まえ、原子炉格納容器は限界温度・圧力の環境下においても機能を維持できることを確認。</p>	<p>原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならぬと要求している。</p> <p>設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認している。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(i)の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認している。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※¹）。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること）</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>上記の評価項目(a)及び(b)において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこととしている。</p> <p>申請者は、上記の評価項目(a)及び(b)について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能をj確認する評価温度（以下「限界温度」という。）及び評価圧力（以下「限界圧力」という。）を定めている。具体的には、既往の知見も含めた試験又は解析評価等により根拠と妥当性が確認された値である200℃、最高使用圧力の2倍(2Pd)としている。</p> <p>申請者は、限界圧力及び限界温度の設定について、既往の代表プラントを模擬した実験及び解析のうち、一部結果の引用に留めており、実機への適用性に係る根拠資料も限定的にしか示さなかった。このため、示された原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度の妥当性の確認には情報が不足している点を指摘し、実機を踏まえた原子炉格納容器漏えい率の設定根拠や原子炉格納容器の応力集中部に関する情報等、調査した上で判断することが必要であることを伝えた。申請者は、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度の設定の前提となった原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備における閉じ込め機能と機能損失要因を調査するとともに、実機で使用している状況を解析に反映し、限界圧力及び限界温度の設定の根拠を明確にした。これにより、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度の設定が妥当であることを確認した。</p> <p>以上のことから、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。</p>

(※¹) 有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること」としている。

審査の視点及び確認事項	具体的な確認結果（伊方発電所3号炉申請書ベース）
	<p>具体的には、伊方3号炉原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pd の環境下において構造健全性を有していること、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部について、200℃、2Pd の環境下での機能を維持できることから、原子炉格納容器は限界温度・限界圧力の環境下においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p>

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(1/3)

凡例
 ○：機能喪失要因として評価を実施
 ×：機能喪失要因として考慮するが、除外可能な理由がある
 -：対象外

評価対象機器/ 機能喪失要因	構造体など						シール部など				
	延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	圧壊	高温劣化 (シール部)	シール能力不足 (ガスケット)	付着力低下 (エポキシ樹脂)	変形 (Oリング)	変形 (弁箱、弁体他)
原子炉格納 容器本体	○ 高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が考えられる	× 圧縮力がCV本体に作用しない	- (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	-※	-	-	-	-	-
機器搬入口	○ 貫通口内径が大きくCV膨張による胴ひずみ及びCV内圧による過度な塑性変形による延性破壊が考えられる	○ シェル形状の蓋は板厚に対して蓋板の内半径が大きく、高温状態でCV内圧を受けるため、座屈が考えられる	○ フランジ部による変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	-	○ 高温劣化によるシール機能の低下	-	-	-	-
エアロック	○ 高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が考えられる	× 有意な圧縮力がエアロックに生じない	○ 扉の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	-	○ 高温劣化によるシール機能の低下 (シリコンゴム、EPゴム、フッ素ゴム)	-	-	-	-

※ CV内の空気が水蒸気によりパージされ、CV内雰囲気はほぼ水蒸気となり、かつ、格納容器スプレイ等の誤作動が生じた場合にはCVの負圧による圧壊が考えられるが、これについては設置許可基準規則第42条関連で確認する。

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(2/3)

評価対象機器/ 機能喪失要因	構造体など						シール部など				
	延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	圧壊	高温劣化 (シール部)	シール能力不足 (ガスケット)	付着力低下 (エポキシ樹脂)	変形 (Oリング)	変形 (弁箱、弁体他)
固定式配管	貫通配管	○ 200°C、2Pdの環境下ではCVは大きく変位し貫通配管にはこれに伴う過度な曲げ荷重が発生することによる延性破壊が考えられる。	× 圧縮力が貫通配管に生じない	— (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—	—	—	—	—
	スリーブ	○ 高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が考えられる	× 圧縮力がスリーブに生じない	— (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—	—	—	—	—
	端板	○ 端板と貫通配管は固定されており配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせること、CV内圧が作用することから、延性破壊が考えられる	— 座屈する形状ではない	— (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—	—	—	—	—
	閉止フランジ	○ 機能喪失要因としては延性破壊を挙げているが、「変形」にあるとおり、耐圧レーティング設計で延性破壊を防止	× 圧縮力が生じない(閉止フランジはCV内に設置のため、可能性は小さいが座屈を機能喪失要因としてエントリ)	× CV内圧が作用するが、レーティング設計がなされており、1.03MPa[gage]の耐圧能力あり	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—	—	○ ガスケットへの圧力増による漏えいの懸念あり	—	—
	閉止板	○ CV内圧が作用し、1次応力(曲げ応力)が生じるため、延性破壊が考えられる	— 閉止板はCV外に設置のためCV内圧を受けないため対象外	— (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—	—	—	—	—
配管貫通部	貫通配管	伸縮継手によりCVの事故時変位を吸収するため、固定式配管貫通部にて代表できる									
	スリーブ	伸縮継手によりCVの事故時変位を吸収するため、固定式配管貫通部にて代表できる									
	端板	伸縮継手によりCVの事故時変位を吸収するため、固定式配管貫通部にて代表できる									
伸縮式配管	伸縮継手	—	—	—	—	○ CVの変位により伸縮継手にも変形が生じること、CV内圧が作用することにより疲労破壊が生じる可能性がある	—	—	—	—	—
	短管	— 水平方向にCV内圧が作用しない	× 圧縮力が生じない	— 水平方向にCV内圧が作用しない	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ CV内圧が作用することによる圧壊が考えられる。	—	—	—	—

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(3/3)

評価対象機器/ 機能喪失要因	構造体など						シール部など				
	延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	圧壊	高温劣化 (シール部)	シール能力不足 (ガスケット)	付着力低下 (エポキシ樹脂)	変形 (Oリング)	変形 (弁箱、弁体他)
電線貫通部	○ 本体及び端板は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力が生じない	－ (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	－	－	－	○ エポキシ樹脂の接着力の低下によるリーク発生が考えられる	○ Oリングの変形によるリーク発生が考えられる	－
原子炉格納 容器隔離弁	－	× 圧縮力が生じない	－ (変形（弁箱、弁体他）)で評価	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	－	－	－	－	－	○ 高温状態で内圧を受けることによる過度な変形が想定される

解析コード

1. はじめに.....	付録 3-4
2. 有効性評価における物理現象の抽出.....	付録 3-5
2.1 炉心損傷防止.....	付録 3-5
2.2 格納容器破損防止.....	付録 3-5
2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	付録 3-5
3. 抽出された物理現象の確認.....	付録 3-6
4. 適用候補とするコード.....	付録 3-6
5. 有効性評価に適用するコードの選定.....	付録 3-6
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性.....	付録 3-7
6.1 M—RELAP5.....	付録 3-7
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-7
(2) 解析モデル.....	付録 3-7
(3) 妥当性確認（実験解析等）.....	付録 3-8
(4) 不確かさ評価（感度解析等）.....	付録 3-9
(5) まとめ.....	付録 3-10
6.2 SPARKLE—2.....	付録 3-10
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-10
(2) 解析モデル.....	付録 3-11
(3) 妥当性確認（実験解析等）.....	付録 3-11
(4) 不確かさ評価（感度解析等）.....	付録 3-12
(5) まとめ.....	付録 3-13
6.3 MAAP.....	付録 3-13
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-13
(2) 解析モデル.....	付録 3-14
(3) 妥当性確認（実験解析等）.....	付録 3-15
(4) 不確かさ評価（感度解析等）.....	付録 3-16
(5) まとめ.....	付録 3-17
6.4 GOTHIC.....	付録 3-18
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-18
(2) 解析モデル.....	付録 3-18
(3) 妥当性確認（実験解析等）.....	付録 3-19
(4) 不確かさ評価（感度解析等）.....	付録 3-19
(5) まとめ.....	付録 3-20
6.5 COCO.....	付録 3-20
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-20

（2）解析モデル	付録 3-20
（3）妥当性確認（実験解析等）	付録 3-21
（4）不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-21
（5）まとめ	付録 3-22

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録3 有効性評価で使用した解析コード）

1. 要求事項

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」及び「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」は、有効性評価の手法として、①実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデル（コード）を用いること、②不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮することを求めている。

審査にあたっては、まず有効性評価で扱う事故シーケンスの解析で重要となる物理現象を正確に取り扱える解析コードを選定する必要がある。この審査のために①有効性評価における物理現象の抽出、②抽出された物理現象の確認（国内外の基準を用いて、抽出漏れが無いかどうかを確認）、③適用候補とするコードの選定、④有効性評価に適用するコードの選定（各コードの特性を比較し、対象となる物理現象に最適なものを選定）という流れで審査を行う。次に、選定されたコード毎に、⑤解析対象とする物理現象に対する解析精度の検証が行われているかの確認、⑥検証範囲を超えて使用する場合には、感度解析や同種他コードとの比較による不確かさ評価が行われているかの確認、という観点で審査する。

1. はじめに

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 有効性評価に使用するコードの検証方針を確認する。</p> <p>① 有効性評価での使用に特化して検証する方針であることを確認（例：信頼性が高い汎用コードであっても、ベンチマークなどの検証範囲に有効性評価の使用条件が含まれることを確認する必要がある）。</p> <p>② 有効性評価に使用する主要コードのうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードと原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードの各々について検証方針が示されていることを確認。</p>	<p>① 追補2-IIIの「1. はじめに」の部分に、事故シーケンスグループ等毎に、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定（第2章）、階層構造分析の手法を参考に、第2章で抽出された物理現象が必要十分なものであることを確認（第3章）、有効性評価において適用候補となるコードの検討（第4章）、事故シーケンスグループ等毎に解析する上で必要な物理現象について必要なモデルを備えているかの検討、および有効性評価で用いるコードの選定（第5章）、選定されたコード毎に申請解析で対象とする具体的な事故シーケンス等の有効性評価に対する適用性の確認（第6章）、という構成で検証を行う方針であり、有効性評価での使用に特化して検証する方針であることを確認した。</p> <p>② 解析コードのうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点を従として審査を行う。</p> <p>他方、原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による検証が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当すると見なし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の妥当性の確認が行われているかという観点を主とした審査を行う。</p>

2. 有効性評価における物理現象の抽出

2.1 炉心損傷防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 炉心損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 炉心損傷防止の評価で扱うすべての事故シーケンス（2次冷却系からの除熱機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉格納容器の除熱機能喪失、原子炉停止機能喪失、ECCS注水機能喪失、ECCS再循環機能喪失、格納容器バイパス（インターフェースシステムLOCA）、格納容器バイパス（蒸気発生伝熱管破損））について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心（核、燃料、熱流動） ・ 1次冷却系 ・ 加圧器 ・ 蒸気発生器 ・ 格納容器 <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

2.2 格納容器破損防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 格納容器破損防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である格納容器バウンダリ圧力・温度、放射性物質の総放出量、原子炉冷却材圧力、熔融炉心の侵食量、格納容器内の水素濃度等を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 格納容器破損防止の評価で扱うすべての格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用、水素燃焼、熔融炉心・コンクリート相互作用）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器 ・ 原子炉容器（炉心損傷後） ・ 格納容器（炉心損傷後） <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で扱うすべての事故シーケンスの中で、解析コードを用いた評価を行うもの（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心（核、燃料、熱流動） ・ 1次冷却系 ・ 加圧器 ・ 蒸気発生器 ・ 格納容器 <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

3. 抽出された物理現象の確認

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 2. で抽出された物理現象に抽出漏れがないかのチェックを行っていることを確認</p> <p>① 国内外の基準（日本原子力学会の「統計安全評価の実施基準：2008」等）で推奨されている分析手法を用いて、2. で選択された物理現象以外に抽出すべきものがないかどうかを検討していることを確認。</p>	<p>① 米国NRCや日本原子力学会標準委員会が推奨するEMDAP (Evaluation Model and Assessment Process) に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、抽出した物理現象と輸送プロセスの関係を整理し、対応する物理現象がないものについて検討した結果、新たに抽出すべき物理現象がないことを判断していることを確認した。また、EURSAFEプログラム（2001～2003）で作成されたPIRTと、抽出された物理現象の対応関係を整理し、抽出されなかった物理現象について、有効性評価解析を実施する上で新たに抽出する必要がない理由を説明していることを確認した。</p>

4. 適用候補とするコード

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 有効性評価に使用する候補となるコードの選定が妥当であることを確認</p> <p>① 選定されたコードの各々について、機能の概要及び安全性評価への使用実績を示していることを確認。</p> <p>② 代表的なコードであっても、機能上の制限で使用が適切でないとの理由で候補から除外する場合には、その理由が具体的に説明されていることを確認。</p>	<p>① 適用候補とするコード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MARVEL ・ SATAN-M（関連コード含む） ・ SATAN-M（Small LOCA）（関連コード含む） ・ COCO ・ M-RELAP5 ・ SPARKLE-2 ・ MAAP ・ GOTHIC <p>（ただし、炉心動特性や燃料・炉心熱流動特性のみを評価対象とするコードは除く）の各々について、その機能の概要と安全評価への使用実績について記載されていることを確認した。</p> <p>② LOFRANコードについては、MARVELと取り扱う保存式や機能が同等であることから、RETRANについては基礎式、解法、モデルがRELAP5（M-RELAP5の原型版）とほぼ同等であることから、候補から除外したことを確認した。また、MELCORについては、商用が認められていないことから、THALES2、ASTEC、SCDAP/RELAP5については、開発段階あるいは研究目的の位置づけが強いという理由で、候補から除外したことを確認した。</p>

5. 有効性評価に適用するコードの選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応表から、事象毎に最適なコード（及び組み合わせ）を選定していることを確認。</p> <p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析で考慮すべき物理現象を扱う解析モデルを備えているかについて、対応表を作成していることを確認。</p> <p>② ①の対応表を基に、候補としたコード間で総合的に比較評価を行い、その中で最適と客観的に判断できるコードが有効性評価の対象とする事故シーケンス毎に選定されていることを確認。</p>	<p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析対象となるすべての事故シーケンスや格納容器破損モードにおいて必要となる解析モデルを備えているかを、整備状況に応じて4段階で評価した結果を対応表の形でまとめていることを確認した（表5-1～17「抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応」）。</p> <p>② 上記の対応表を基に、コードの中で最も整備状況が良好なものを選定していることを確認した。なお、M-RELAP5とMAAPについては、いくつかの事故シーケンスや格納容器破損モードを対象とする評価で選択の余地が残るが、M-RELAP5は大破断LOCAを伴う事象に適さないことからMAAPを選択するなど、選択理由について記載されていることを確認した。</p> <p>有効性評価で使用する解析コードの選択結果が以下の通りであることを確認した。</p> <p>（1）炉心損傷防止対策の有効性評価</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>起因事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」、「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）」の評価については、2次冷却系も含めて炉心の冷却状態の解析が可能なM-RELAP5を使用している。また、「全交流動力電源喪失」の評価においては原子炉格納容器内圧が有意に上昇するため、M-RELAP5に加えて、原子炉格納容器内雰囲気解析が可能なCOCOを併用している。</u> ・ <u>起因事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の冷却状態に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能なSPARKLE-2を使用している。</u> ・ <u>炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態が有意な影響を及ぼす「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態と原子炉格納容器の状態の相互作用を解析可能なMAAPを使用している。</u> <p>(2) 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>いずれの格納容器破損モードについても、炉心及び原子炉格納容器の状態の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の熔融炉心挙動及び核分裂生成物（以下「FP」という。）挙動に関するモデルを有するMAAPを使用している。また、「水素燃焼」の評価については、MAAPは格納容器内空間を3次元で模擬できずドーム部内の空間分布評価には適さないこと、水素の発生量をガイドの条件に設定することから、MAAPに加えて、水素の区画間の移行等を解析可能なGOTHICを使用している。</u> <p>(3) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>いずれの事故シーケンスグループについても、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下を解析可能なM-RELAP5を使用している。</u>

6. 選定されたコードの有効性評価への適用性

6.1 M—RELAP5

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) <u>コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</u></p> <p>① <u>解析対象とする事象に対して重要現象のランキング（H, M, L）が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</u></p>	<p>① <u>追補 2. III—第1部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</u></p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) <u>解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</u></p> <p>① <u>解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること</u></p>	<p>① <u>解析コードの主要な機能としては、M-RELAP5は、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡・事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである」としていることを確認した。また、解析モデルについては、炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び1次冷却系の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>と、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>具体的には、原子炉熱流動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 保存則 ・ 流動様式（垂直流、水平流） ・ 炉心ボイドモデル ・ 壁面熱伝達 ・ 蓄圧タンクモデル ・ 破断流モデル/臨界流モデル（破断口からの臨界流、加圧器の弁からの臨界流、主蒸気の弁からの臨界流） <p>について、炉心燃料については、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料棒表面熱伝達モデル ・ 崩壊熱モデル ・ ジルコニウム-水反応モデル ・ 被覆管の変形モデル ・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。また、現状で最新の知見に基づく代表的な同種の解析コードと比較しても、同等以上のレベルであることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国において、US-APWRの安全解析（小破断LOCA）に適用している。 ・ 本コードがベースとしているRELAP5は、欧米においてNon-LOCA、LOCA（大小の双方を含む。）の安全解析への適用例がある。

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p><u>(i) 検証方針の確認</u></p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> </div> <p><u>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</u></p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における重要現象のモデル（燃料棒表面熱伝達モデル、ボイドモデル、流動様式）については、ORNL/THTF 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18及び39 試験、PKL/F1.1 試験の解析結果により検証している。 ・ 1次冷却系における重要現象のモデル（自然循環時の壁面熱伝達モデル、冷却材放出時の破断流モデル、気液分離・対向流の流動様式、沸騰時の2流体モデル及び壁面熱伝達モデル、ECCS強制注入時のポンプ特性モデル、ECCS蓄圧タンクの非凝縮性ガス）については、PKL/F1.1 試験、Marviken 試験、美浜2号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び39 試験の解析結果により検証している。 ・ 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の2流体モデル、冷却材放出時の臨界流モデル）については、LOFT L6-1及びL9-3 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び39 試験の解析結果により検証している。 ・ 蒸気発生器における重要現象のモデル（1次側・2次側の壁面熱伝達モデル、2次側水位変化・ドライアウトの2流体モデル）については、

<p>モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 実機解析条件と検証解析条件（スケール等）の差異について考慮し、検証結果に適切に反映していることを確認。</p> <p>③ 炉心水位の不確かさ評価においては、圧力条件の違いを考慮し、運転時と炉停止時（大気圧条件）に分けて各々検証が行われていることを確認。</p> <p>④ LOCA 事象での破断流量については、管の長さが相対的に短く、熱的に非平衡な状態で流出する場合を想定して不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>⑤ 1 次冷却系のフィードアンドブリード時の解析については、加圧器サージ管へ流入する流体の解析モデルが1 次冷却系圧力に対して保守側評価（流出蒸気量を少なく評価）となるように設定されていることを確認。</p>	<p>ROSA/LSTF SB-CL-39 試験、PKL/F1.1 試験、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析結果により検証している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 不確かさ評価としては、LOCA 時における炉心水位について、事故時条件と大気圧条件のそれぞれについて評価している。また、LOCA 時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保している。 <p>② 炉心水位（沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流）、燃料棒表面熱伝達、冷却材流量変化（自然循環時）、リフラックス冷却（1次系の気液分離・対向流）、1次系からの冷却材放出、加圧器の気液熱非平衡・水位変化・加圧器からの冷却材放出、強制注入系特性・蓄圧タンク注入特性、1次側・2次側の熱伝達、2次側水位変化・ドライアウトの各物理現象について、検証に使用した実験と実機条件の違いについて分析し、検証で得られた結論が実機条件にも適用が可能であることを説明していることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、M-RELAP5 が ORNL/THTF 試験の二相水位の測定値を最大で 0.3m 低めに評価したことから、事故時の炉心水位及び炉心露出に関しては保守側に評価するとした。さらに、膜沸騰熱伝達モデルの特性により、燃料棒表面の熱伝達率が最大で 40%程度低く予測する傾向があり、被覆管温度を高めにより予測するとした。また、事故時に加え、大気圧条件の余熱除去系停止時の水位についても同様に保守側評価になるとしていた。これに対し、ORNL/THTF の試験条件が 4MPa 以上の高圧に限定されており、余熱除去系停止時に想定される大気圧付近の条件を含んでいないため、適用範囲外であることを指摘するとともに、同条件下で沸騰状態にある炉心水位の不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者は、EPRI モデルの同条件下での炉心ボイド率の不確かさから推定した結果を提示し、平均ボイド率が約 0.5 の時、同条件下での二相水位の不確かさが±10%程度あり、評価上考慮する必要があることを再指摘した。申請者はこれを了承し、有効性評価において不確かさとして考慮した。</p> <p>④ 申請者は、LOCA 事象における破断流量について、Marviken 試験解析により、計算値と測定値の差はサブクール臨界流で±10%程度、二相臨界流で-10%~+50%程度の範囲に収まっているとしていた。しかし、当コードによる全解析結果を示すのみで、物理的考察による結果の分析が不十分であった。これに対し、特に L/D（長さ/内径比）の小さい条件で熱的に非平衡な状態で配管から流出する場合には、M-RELAP5 の臨界流モデルで解析誤差が増大すると予想されることから、その影響について説明を求めた。申請者は ECCS 注水機能喪失事象を対象とした破断面積のスペクトル解析を実施するとともに、破断面積・流量の不確かさの影響を包絡した破断サイズを使用することにより、解析の保守性を確保していると説明した。申請者は、本コードを同事象の有効性評価に使用する際に、破断面積のスペクトル解析を実施することとした。</p> <p>⑤ 申請者は、1 次冷却系の減圧及び注水（1 次冷却系のフィードアンドブリード）における 1 次冷却材温度及び加圧器圧力について、LOFT L6-1 試験解析により、計算値と測定値の差は 1 次冷却材温度で±2℃、加圧器圧力で±0.2MPa の範囲に収まっているとした。しかし、この説明の中で、「2 次系からの除熱機能喪失」に対する 1 次冷却系のフィードアンドブリード実施時に、1 次系圧力挙動と高圧注入系流量に影響を及ぼす高温側配管から加圧器サージ管へ流入する流体の解析モデルについての説明が不十分であった。そのため、加圧器サージ管に流入する流体の気相部と液滴のエントレインメントのモデル化について追加説明を求めた。申請者は、加圧器サージ管へ流入する流体を、高温側配管のボイド率（約 0.2）を持つ二相混合流（気泡流）で模擬することにより、蒸気相の流出を少なく評価する方法を選択したことを説明した。このようなモデル化では、気相部と液滴が同伴して流入する実際の状況より流出蒸気量が少なく計算されるため、圧力が高く評価される。よって、この選択は、炉心注水を保守側に見積もる方向であることから、申請者の選択を妥当と判断した。</p>
--	---

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデル</p>	<p>① 不確かさ評価としては、LOCA 時における炉心水位について、事故時条件と大気圧条件のそれぞれについて評価していることを確認した。また、LOCA 時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保していることを確認した。なお、不確かさ評価に先立って、RELAP5/MOD3 及び SKETCH-INS（※¹）/TRACE5.0 を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び考慮すべき主要な不確かさを確認し、そこで抽出されたものについて、不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。</p>

（※¹）（独）原子力安全基盤機構，“3次元プラント動特性コード SKETCH-INS/TRAC-BF1 の改良整備”，04 解部報-0012，2003.

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>の適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 不確かさ要因のひとつとして、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異を考慮し、評価結果に適切に反映していることを確認。</p>	<p>② 検証に使用した各実験について、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異について分析し、ノード分割による不確かさは、妥当性評価により得られた不確かさに包含されており、評価結果には影響がないと説明していることを確認した。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 以上の確認結果から、有効性評価における M-RELAP5 の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① M-RELAP5の申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び1次冷却系の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。((2) 解析モデル) ・ 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記の重要現象に係る解析モデルについて、実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。((3) 妥当性確認 (実験解析等)) <p>なお、不確かさ評価に先立ち、RELAP5/MOD3.3及びSKETCH-INS/TRACE5.0を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び考慮すべき主要な不確かさを確認した。そこで抽出されたものについて、不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価 (感度解析等))</p> <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のM-RELAP5の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。</p>

6.2 SPARKLE—2

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補 2-III—第2部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

（2）解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p> <p>② SPARKLE-2 のように複数の要素コードを組み合わせて評価を行う場合は、各要素コード間のインターフェイス（甲コードの計算結果を乙コードの入力に使用する等）についても適切に設計されていることを確認。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、SPARKLE-2 は、M-RELAP5 の炉心動特性を1点炉近似から3次元動特性に変更したコードであり、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードであることを確認した。また、解析モデルについては、以下の通り確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心動特性モデル（COSMO-K コード）については、3次元動特性モデル、核定数フィードバックモデル、崩壊熱モデルの各項目について説明されており、同種の最新コードと同等以上のレベルである。 ・ 熱流動特性モデル（MIDAC コード）については、保存則（熱流動、燃料温度）、構成式（二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度、被覆管表面熱伝達）の各項目について説明されており、同種の最新コードと同等以上の仕様である。 <p>本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5 がベースとしている RELAP-3D は、欧米において実績がある。 <p>② SPARKLE-2 では、熱流動コードと炉心動特性コードを組み合わせて評価を行っており、「原子炉停止機能喪失」時の1次冷却系の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、SPARKLE-2 で使用されている3つの要素コード（M-RELAP5、MIDAC、COSMO-K）で受け渡されるパラメータ（燃料実効温度、減速材温度、ほう素濃度）の取扱いについて説明されており、体系の過渡状態変化を的確にフィードバックする構成になっていることを確認した。</p>

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック効果）については、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-III E-core 実験解析、モンテカルロコードとの比較、減速材温度係数測定検査の解析により検証している。 ・ 炉心の燃料に係る重要現象（燃料棒内温度変化）については、FINE コードとの比較、SPERT-III E-core 実験解析により検証している。 ・ 炉心の熱流動に係る重要現象のモデル（沸騰・ボイド率変化の二相流圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度）については、NUPEC 管群ボイド試験の解析により検証している。 ・ 1次冷却系における重要現象のモデル（ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル）については、PKL/F1.1 試験の解析により検証している。 ・ 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の2流体モデル、冷却材放出時の二相/サブクール臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。 ・ 蒸気発生器における重要現象のモデル（1次側・2次側の伝熱管熱伝達モデル、2次側水位変化・ドライアウトの2流体モデル）について

<p>② SPARKLE-2 のように、複数のコードを組み合わせて評価を行うコードの場合は、個々のコードに分離して段階的に検証を行っていることを確認（すべてを一括して総合的に検証する場合には、個々のコードの解析誤差が相殺されて、偶然に良好な結果が得られる可能性を排除できない）。</p>	<p>は、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。</p> <p>② 申請者は、ドップラ係数と燃料温度変化の双方が関係するドップラフィードバック効果については、実機の制御棒引抜き事象を模擬した総合的な試験である SPERT-III E-core 実験解析において、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」よりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を示したとしていたが、当実験が検証に足るだけの精度が見込めないことと、当実験のようにすべての現象を一括した形で検証すると、個々の物理現象の誤差が相殺される懸念があることから、①に示すように、SPARKLE-2を構成する個々のコード毎に、その機能の検証に適した実験を選定して検証を行い、誤差を積み上げることにより総合的な誤差評価が行われていることを確認した。</p>
---	---

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) <u>モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</u></p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 不確かさ評価においては、炉心の燃料組成や燃焼度変化など運転状態の違いによる影響まで考慮して評価を行っていることを確認。</p> <p>③ ATWS 事象に影響が大きい減速材温度係数については、実機の試験データに基づいて不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>④ ATWS 事象において正の反応度要因となるドップラ係数については、参考文献に基づいて不確かさ評価を行っていることを確認。</p>	<p>① 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡変化に伴う原子炉圧力評価に対して影響が大きいと思われる減速材温度係数初期値、ドップラ温度係数について、減速材温度係数測定検査の解析による妥当性確認や感度解析による不確かさ評価を行っている。また、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡する根拠として、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析により確認している。</p> <p>② 申請者は、減速材温度フィードバック効果（減速材温度係数）については、連続エネルギーモンテカルロコード解析結果との比較による検証において、種々の燃料タイプ及び燃焼度に対して、「原子炉停止機能喪失」で発生する減速材温度及びほう素濃度の範囲で両者の結果は概ね一致するとした。しかし、これらの結果を示すために実施した減速材温度係数初期値を所定の値に設定するために、ほう素濃度を人為的に調整して解析を行っていた。これに対し、このような操作により解析対象とする炉心特性（ドップラ係数、軸方向出力分布等）に影響がないか確認するよう申請者に求めた。また、申請者が解析対象としている炉心が実際の炉心のサイクル中の燃焼度変化や炉心配置を包絡している根拠を示すよう求めた。申請者からの追加説明により、申請者が従来手法（一点炉近似コード）との解析結果の比較や代表的な「原子炉停止機能喪失」での感度解析を踏まえて、当該手法で減速材温度係数初期値をパラメータとした解析が行えるとしていることを確認した。また、申請者がほう素濃度をパラメータとした感度解析や、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析の結果を踏まえて、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡すると見なせるとしていることを確認した。</p> <p>③ SPARKLE-2 の一部を構成する COSMO-K コードと機能が同一の設計コードである COSMO-S コードの減速材温度係数測定検査結果を用いた妥当性確認において、2~4 ループを含む、炉型が異なる 4 プラントの複数サイクルに対する等温温度係数の計算値と測定値の差が±3.6pcm/°C以内に収まるとしていることを確認した。</p> <p>④ 申請者は、ドップラ係数について、LANLのDoppler-Defect Benchmarkの検証計算において、計算値の連続エネルギーモンテカルロコードとの差異が、燃料種類、組成及び燃焼度の変化に対して有意に拡大することはないとした。また、ドップラ係数と燃料温度変化の双方が関係するドップラフィードバック効果については、SPERT-III E-core 実験解析において、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」よりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を示したとした。さらに、ドップラ係数の不確かさについては、過去の実績から約10%としていたが、それを裏付ける資料の提示はなかった。このため、本解析に使用する ENDF/B-VII.0 のドップラ係数評価値について近年の研究成果を踏まえた確認を行うよう求めた。申請者からの追加説明により、申請者が Doppler Defect Benchmark の調査を通じて、ENDF/B-VII.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外のコードで計算されたドップラ係数の標準偏差が10%以内であるとしていることを確認した。また、ドップラフィードバック効果は「原子炉停止機能喪失」においては、出力低下により燃料温度が低下する結果、正の反応度要因となり、その不確かさから非保守的の評価となりうることから、ドップラ係数を対象とした感度解析を実施するよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、調査で確認した誤差幅10%を上回る範囲（20%）で変動させた感度解析を行うことにより、保守性を確保した不確かさ評価となっていることを確認した。</p> <p>(参考1) 申請者は、「原子炉停止機能喪失」における1次冷却材温度及び加圧器圧力について、M-RELAP5を用いた LOFT L6-1 及び L9-3 試験解析によ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>り、計算値と測定値の差は1次冷却材温度で±2°C、加圧器圧力で±0.2MPaの範囲に収まったことから、これを不確かさとしていた。しかし、これ以外の不確かさ要因として、原子炉圧力がピーク値付近にある期間中の加圧器安全弁の作動状況についての説明が不十分であった。このため、加圧器安全弁の容量に余裕がなくなることにより原子炉圧力の上昇が顕著になる可能性について確認するよう申請者に求めた。申請者からの追加説明により、申請者が減速材温度係数初期値とドップラ係数に対する感度解析結果を踏まえて、有効性評価における解析条件では加圧器安全弁の容量には十分余裕があるとしていることを確認した。</p> <p>(参考2)</p> <p>申請者が使用した「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」のみであった。このため、これに類似するシーケンスで、同様に原子炉圧力の上昇をもたらさう「負荷の喪失+原子炉停止機能喪失」についても評価するよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、両方の重要事故シーケンスについて有効性評価を実施した。その結果、ベースケース解析での1次冷却系圧力の最高値は共に18.5MPaとなる事を確認した。(結果は、有効性評価で記載)</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>② 以上の確認結果から、有効性評価における SPARKLE-2 の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① SPARKLE-2の申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「原子炉停止機能喪失」時の1次冷却系の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。((2) 解析モデル) ・ 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記の重要現象に係る解析モデルについて、計算ベンチマークや実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。((3) 妥当性確認(実験解析等)) ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価(感度解析等)) <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のSPARKLE-2の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。</p>

6.3 MAAP

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング(H, M, L)が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2-III-第3部の表2.3-1「有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p> <p>(参考)</p> <p>シビアアクシデント現象に関する試験は限られていることから、運転時の異常な過渡変化及び事故解析に使用する最適評価コードが備えるべ</p>

き要件を整理することを目的として日米で導入が進められている階層構造分析手法を参考にした物理現象の抽出と、重要な物理現象に対しては最新の知見の反映と感度解析による不確かさの確認を申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価の事故シーケンスについて、主要な物理現象を対象に感度解析等に基づく不確かさ評価を示した。

（2）解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と、取り扱う物理現象毎に解析モデルの説明がなされていること。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重要事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。 <p>また、炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、炉心モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉出力 ・ 崩壊熱 ・ 熱水力モデル（伝熱） ・ 水位計算モデル <p>1次系モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル（流動、伝熱） ・ 加圧器モデル ・ 1次系破損モデル ・ 破断流モデル <p>蒸気発生器モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル（流動、伝熱） <p>格納容器モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル（流動、伝熱） ・ 再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル ・ 水素発生 ・ 格納容器破損モデル <p>安全系モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS ・ 蓄圧タンク ・ 格納容器スプレイ ・ 加圧器逃がし弁、安全弁 ・ 主蒸気逃がし弁、安全弁 ・ 補助給水

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>デブリ挙動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ヒートアップ ・ リロケーション ・ 下部プレナムでのデブリ挙動 ・ 原子炉容器破損 ・ 原子炉容器破損後の高圧炉心デブリ放出 ・ 格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉キャビティでのデブリ挙動（落下及び溶融プール、溶融プールの伝熱、コンクリート浸食） <p>FP挙動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ FP放出 ・ 遷移・輸送 ・ 崩壊熱 <p>に関し、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績については、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。 <p>(参考)</p> <p>FP 挙動におけるソースターム上の扱いについての追加説明と、FP 放出速度に関する不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者からの追加説明により、申請者が PHEBUS-FP (FPT1) 実験解析結果を踏まえて、被覆管酸化反応熱及び燃料棒被覆管温度を高めに評価し、FP 放出開始のタイミングを早めに評価するとしていること、また、ABCOVE 実験解析を通じて、凝集及び重力沈降により減少するエアロゾル挙動評価が妥当であるとしていること、さらに FP 放出速度についての感度解析を通じて、炉心溶融時点で線量率から炉心損傷検知する手段への影響が小さいとしていることを確認した。</p>

(3) 妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要があるとして、実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じた検証を行うとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> </div>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。 ・ 加圧器における重要現象（冷却材放出）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析や類似する解析コードとの比較により定性的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析や類似する解析コードとの比較を通じて、解析結果の妥当性が評価されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器における重要現象（1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト）については、MB-2 実験解析により妥当性確認を行っている。 ・ 格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、沸騰・水素濃度）については、HDR 実験、CSTF 実験の解析及び TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、1次系内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性確認を行っている。 ・ 炉心損傷後の格納容器における重要現象（格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験、ABCOVE 実験の解析により妥当性確認を行っている。 ・ 炉心損傷後の格納容器における重要現象（溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR-A 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性確認を行っている。

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② DCH の解析では、蓄圧注入水の蒸発量と加圧器逃がし弁からの放出流量がバランスすることから、一定圧（2.0MPa 付近）に落ち着く傾向がある。この傾向を解析結果から確認すると共に、適切に根拠が説明されていることを確認。</p>	<p>① MAAPは特に不確かさが大きいと考えられることから、MELCORによりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認した。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得た。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者に対し感度解析による不確かさ評価を行うよう求めた。</p> <p>不確かさ評価としては、「ECCS再循環機能喪失」時の炉心露出開始時間について、M-RELAP5との比較により不確かさを評価していることを確認した。次に、溶融炉心のコンクリート侵食量について、最新の実験的知見を反映して感度解析による不確かさ評価を行っていることを確認した。また、FCI、DCH、MCCIの各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っていることを確認した（FCIについては、参考2を参照）。</p> <p>② 申請者の説明では、MAAPによる感度解析結果から影響が小さいことを示すのみで、物理的考察による結果の分析が不十分であった。このため、下部プレナムでの冷却モデルを踏まえた物理的考察を充実し、この条件が成立する範囲を明確にするよう申請者に求めた。申請者は、1次系圧力が2.0MPa付近に落ち着く理由は、蓄圧注入水の蒸発量と加圧器逃がし弁からの放出流量がバランスすることが原因と説明できること、原子炉容器は下部プレナムに冷却水があればデブリと容器間のギャップ水により冷却されるためドライアウト後に破損となることを説明した。この追加説明により、原子炉容器は下部プレナムの冷却水がドライアウトした後に破損することから、申請者の物理的解釈は概ね妥当と判断した。</p> <p>③ 申請者の説明では、落下した溶融炉心がキャビティ床面全体に均一に広がるケースの結果を示すのみであった。これに対し、DEFOR試験やOECD MCCI試験などの最新のデータとの比較により解析結果の妥当性を確認した上で、感度解析による不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価で感度解析により不確かさ評価を行った。</p> <p>感度解析は、以下のパラメータについて実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ キャビティ水深 ・ エントレインメント係数 ・ 炉心デブリの広がり面積 ・ 水-炉心デブリ間の熱伝達係数 ・ 上記パラメータの組み合わせの影響 <p>感度解析パラメータを組み合わせた場合、コンクリート侵食は最大約19cmとなり、実際のキャビティ床面のコンクリート厚さ（数メートル）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③ MCCI の解析では、溶融燃料の落下条件により解析結果が大きく変動する場合については、デブリジェット径、微粒子化割合、キャビティ床面上の水量及び水温、溶融燃料の落下の緩急、キャビティ床面上の広がり方の違い等を考慮した感度解析を実施する必要がある。</p>	<p>と比較して十分に小さいことを確認した。</p> <p>(参考 1)</p> <p>申請者は M-RELAP5 による解析から、MAAP が M-RELAP5 よりも炉心水位を高く、炉心露出開始時間を 15 分遅く評価するという解析結果を示したが、物理的考察による結果の分析が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し、各コードの解析モデルの違いを踏まえて、物理的考察を充実させるよう申請者に求めた。申請者からの追加説明により、M-RELAP5 では SG 伝熱管への液相流入量の違いにより、スチームバインディング効果を高く計算する結果、高温側配管領域で保有水量を相対的に少なく評価するとしていることを確認した。なお、申請者が旧日本原子力研究所の CCTF や TPTF 実験解析を通じて、M-RELAP5 が ECCS 再循環機能喪失での炉心露出、したがって燃料被覆管温度予測を保守的に評価することを踏まえて、有効性評価においては MAAP と M-RELAP5 との差を不確かさとして考慮するという評価方針は妥当と判断した。</p> <p>(参考 2)</p> <p>申請者の説明では、FCI 現象の説明がなかったことから、今までの知見を整理するよう求めた。申請者はこれを了承し、FARO 実験（欧州 JRC）、KROTOS 実験（欧州 JRC）、ALPHA 実験（旧日本原子力研究所）、COTELS 実験（NUPEC）について調査を行い、試験結果から実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいことを示した。さらに、これらの FCI の知見を踏まえ、溶融炉心が水プールに落下した時の粒子化による圧カスパイクについて、キャビティ水深、溶融炉心落下量等の不確かさ評価を申請者に求めた。申請者は、複数のパラメータの組み合わせを含む感度解析により不確かさ評価を行った。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③ 以上の確認結果から、有効性評価における MAAP の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① MAAPの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されている最も代表的なコードのひとつであり、PWR実機を対象とした安全解析への豊富な適用実績がある。 ((2) 解析モデル) ・ 実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。 ((3) 妥当性確認 (実験解析等)) <p>なお、不確かさ評価に先立ち、これまでにMELCORによりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。 ((4) 不確かさ評価 (感度解析等))</p> <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のMAAPの解析結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と考えている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）

6.4 GOTHIC

（1）重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング（H, M, L）が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補 2-III—第4部の表2-2「格納容器破損防止対策の有効性評価（水素燃焼）のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

（2）解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ GOTHICは質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。また、ポンプ、バルブ、スプレイ、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても模擬可能である。 <p>また、シビアアクシデント時の格納容器挙動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。具体的には、コードの主要な解析モデルとして、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基本式 ・ 数値解法 ・ 区間間・区間内の流動 ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・ スプレイ ・ 水素処理 <p>についてモデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国においては、各種プラントの格納容器に対するDBA解析、SA解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。 ・ 原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有している。

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 格納容器内水素混合挙動については、検証実験と実機のスケールの差やスプレイ条件の違いを考慮の上、実機適用性を説明していることを確認。</p> <p>③ PARの水素処理モデルについては、PARの性能試験等の知見を基に妥当性が説明されていることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器における重要現象（区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ特性、PAR特性、イグナイタによる水素燃焼）については、NUPEC試験 Test M-7-1 及び Test M-4-3、THAI試験 HR-3の解析等により妥当性確認を行っている。 PARの性能評価式及び水素処理モデルについては、THAI実験により妥当性確認を行っている。 <p>また、本コードについてはPWR実機を対象とした安全解析への適用実績があり、かつ原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有していることを確認した。</p> <p>② 申請者は、格納容器内水素混合挙動について、ドライ型4ループPWRの1/4規模で、4ループ相当の区画を模擬し、ヘリウムを用いて非凝縮性ガスの拡散・混合挙動を把握したNUPEC試験の中で、SG下部での配管破断を想定して格納容器スプレイを作動させたM7-1試験を良好に再現することから、実機への適用性があるとした。しかし、NUPEC試験条件と実機条件との違いに関する物理的考察が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し、両者のスケールやスプレイ流量の違いの影響、スプレイ停止後の水素の成層化の可能性を踏まえて、物理的考察を充実させるよう申請者に求めた。申請者からの追加説明により、申請者がNUPEC M7-1試験解析や数値流体力学（CFD）コードを用いた実機条件の解析結果を踏まえて、GOTHICは幅広いスプレイ条件を含めた実機条件にも適応可能であるとしていることを確認した。また、仮にスプレイがなく、水素の成層化が懸念される場合においても、格納容器ドーム部のノード分割を細かくすることで当コードを用いて解析が可能であるとしていることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、PARの性能評価式はメーカーより提示されており、国際的な実証試験において試験結果との相関関係の確認を行っているとした。しかし、PARの性能評価式及びGOTHICにおけるPARの水素処理モデルの妥当性についての説明が不十分なため、有効性評価での適用範囲が不明であった。これに対し追加説明を申請者に求めた結果、PARの性能評価式がTHAI試験におけるPAR単体の性能試験により、PARの水素処理モデルについては、THAIのHR-3試験の解析により妥当性のチェックを行っていることを確認した。</p>

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p>	<p>① 不確かさ評価については、以下の重要現象について評価し、有効性評価への適用性について検討していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 区間間・区間内の流動 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 スプレイ 水素処理 <p>特に、重大事故時の格納容器内水素混合挙動について、妥当性確認が行われた実験条件と実機条件との違いを踏まえて、有効性評価への適用性について検討していることを確認した。具体的には、水素の成層化による一時的及び局所的な濃度の予測の不確かさは、有効性評価に影響を与えるものではないとしていることを確認した。</p>

（5）まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>④ 以上の確認結果から、有効性評価における GOTHIC の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① GOTHIC についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ シビアアクシデント時の格納容器挙動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績がある。なお、原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有している。 ((2) 解析モデル) ・ 上記の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。 ((3) 妥当性確認 (実験解析等)) ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。 ((4) 不確かさ評価 (感度解析等)) <p>以上のとおり、有効性評価における申請者の GOTHIC の特性に応じた使用方法は、妥当と認められる。</p>

6.5 COCO

（1）重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング (H, M, L) が整理され、上記 5. の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補 2-III-第5部の表 2-2 「各物理現象に対して重要度の分類」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記 5. の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

（2）解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ COCO は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発されたコードであり、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。また、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。 <p>また、コードの評価モデルを、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ノード ・ 保存則（質量、エネルギー） ・ ヒートシンク ・ その他（格納容器スプレイによる除熱量等） <p>について説明していることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績及び妥当性確認に関する知見として、以下の通り説明していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 国内PWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績がある。 ・ 本コードは、M-RELAP5で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 格納容器内温度分布については、実機において格納容器内自然循環が不十分な条件において温度成層化が起きる可能性について検討していることを確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時については、水素濃度上昇による性能低下の影響を踏まえ、感度解析等により不確かさ評価を行っていることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器の重要現象（構造材との熱伝達及び内部熱伝導）については、CVTR Test-3実験の解析により妥当性確認を行っている。 <p>(参考)</p> <p>申請者は、格納容器圧力について、CVTR 試験の解析による妥当性確認から、ピーク圧力の計算値が測定値を約 1.6 倍過大評価する傾向があること、また、格納容器雰囲気温度については、計算値が CVTR 実験装置の平均雰囲気温度に対する測定値を約 20°C 過大評価することを確認している。しかし、CVTR 試験解析で使用している格納容器内雰囲気と構造材との熱伝達モデルの不確かさの取り扱いについて説明が不十分であった。これに対し、追加説明を求めるとともに、CVTR 試験に類似する別の試験での妥当性確認を申請者に求めた。申請者からの追加説明により、COCO コードが適用される「全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA）」で、格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さめに設定することで評価の保守性を確保していることを確認した。</p> <p>② 実機においてLOCAの漏えい量が少なく、格納容器内自然循環が不十分なためにドーム部に温度成層化が起きる可能性についての検討を申請者に求めた。申請者からの追加説明により、申請者がNUPEC試験（M-3シリーズ）の知見を踏まえて、実機条件ではLOCAによる破断流や格納容器スプレイによって格納容器ドーム部に当試験条件を上回る規模で混合が起きていると考えられることから、ドーム部には温度成層化が起らず、単一ノードを用いたCOCOで解析が可能であるとしていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動へのコードの適用性の根拠を示すよう申請者に求めた。申請者からの追加説明により、CVTR 試験解析等で妥当性が確認されたヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数は、長期解析においても一定であるため、有効性評価への適用性が成立するとしていることを確認した。また、水素濃度上昇の効果については、最大濃度 13%の時に除熱性能が 10%程度低下する影響を考慮して不確かさ評価を行っていることを確認した。</p>

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデル</p>	<p>① 不確かさ評価としては、シビアアクシデント時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度について、スプレイ条件の違いを踏まえて、複数の実験による妥当性確認を行っていることを確認した。また、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動についての適用性評価を行っていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>の適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p>	

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>⑤ 以上の確認結果から、有効性評価における GOTHIC の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① COCO0についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「全交流動力電源喪失」時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。 ((2) 解析モデル) ・ 本コードは、M-RELAP5で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。上記の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。 ((3) 妥当性確認 (実験解析等)) ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。 ((4) 不確かさ評価 (感度解析等)) <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のCOCO0の特性に応じた使用方法は、妥当と認められる。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.0）

（1）重大事故等対処設備に係る事項	1.0-2
① 切り替えの容易性	1.0-2
② アクセスルートの確保	1.0-2
（2）復旧作業に係る要求事項	1.0-5
① 予備品等の確保	1.0-5
② 予備品等の保管場所	1.0-6
③ 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保	1.0-6
（3）支援に係る要求事項	1.0-7
（4）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備	1.0-8
① 手順書の整備	1.0-8
② 教育及び訓練の実施	1.0-12
③ 体制の整備	1.0-14

1.0 共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

① 切り替えの容易性

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 切り替えの容易性</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>① 「本来の用途以外の用途」を明確にしているか確認する。</p> <p>② 「本来の用途以外の用途」として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順が適切に整備されていること、手順に従って確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「切り替えの容易性」に係る方針等について、以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 「本来の用途以外の用途」とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。</p> <p>② 切り替えの容易性について、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)①に則って、重大事故等に対処するための系統構成を弁操作又は工具等の使用により速やかに整えられるよう必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.1）には、切り替えの容易性が求められる重大事故等対処設備選定の考え方、選定結果及び切り替え操作の具体事例が示されている。</p>

② アクセスルートの確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>（基本的な考え方） ① 可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認する。確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなされていることに留意する。</p>	<p>1. 「アクセスルートの確保」について、以下の方針にしたがって実施するとしていることを確認した。</p> <p>アクセスルートの確保について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(1)②に則って実施する。</p> <p>なお、申請者は、アクセスルートの確保について、「屋内アクセスルートの確保」と「屋外アクセスルートの確保」とに分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>（基本的な考え方） ① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>また、複数のアクセスルートの確保にあたり、少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>② アクセスルートの確保にあたり、想定される自然現象等を考慮していることを確認する。</p> <p>③ アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p> <p>④ 重大事故が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、伊方発電所構内の地形や敷地の使用状況等の特徴を踏まえた、屋内外のアクセスルート確保の考え方が示されている。</p> <p>② 想定する自然現象として、14事象^{※1}を考慮し、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として、7事象^{※2}を選定するとともに、重大事故時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>※1 14事象；地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮 ※2 7事象；飛来物、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、想定する自然現象等とその選定の考え方並びにそれらがアクセスルート等へ与える影響評価結果が示されている。</p> <p>③ 障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う。</p> <p>④ アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。さらに、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。</p>
<p>2. 屋外アクセスルートの確保</p> <p>① 屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握していることを確認する。</p> <p>② 屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保しているか確認する。</p> <p>③ 屋外アクセスルートの確保にあたり、想定する自然現象等による影響を想定し、複数のアクセスルートを確保しているか確認する。</p> <p>④ アクセスルート上における被害想定（斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、</p>	<p>2. 「屋外アクセスルートの確保」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p> <p>① 重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（ポンプ車、その他注水設備、電源車、その他電源設備、モニタリング設備）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、海水ピット等の取水箇所の状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて重油タンク、空冷式非常用発電装置、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>② 屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺建造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり）、台風及び竜巻による影響（飛来物）、積雪、火山の影響（降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。 また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。 津波の影響については、基準津波に対して、十分余裕を見た高さにアクセスルートを確保する。</p> <p>③ 屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物、近隣工場等の火災（発電所敷地に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災）に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>④ 屋外アクセスルートの周辺建造物の倒壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>段差、溢水、火災等）を明確にし、車両の通行を考慮した補強、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>を行う。</p> <p>また、地震の影響については、周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。さらに、不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じるか、ホイールローダ等の重機による段差箇所の仮復旧により、通行性を確保する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）では、地震時に期待する屋外アクセスルートの成立性を確認するため、アクセスルート確保に影響を与えると想定されている構造物等を網羅的に抽出し、波及的影響の観点から評価を行っている。</p>
<p>3. 屋内アクセスルートの確保</p> <p>① 重大事故発生時における屋内アクセスルートの確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備の運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>② 地震による転倒、地震による内部溢水（溢水の汚染を含む）、地震による内部火災等、想定する自然現象等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートの確保にあたり、重大事故等時の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定（放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等）を明確にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>3. 「屋内アクセスルートの確保」のための方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリー、その他の電源設備）の保管場所へ発電所災害対策要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて代替格納容器スプレイポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>② 屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響（洪水、台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、高潮、火山の影響（降灰）並びに森林火災）並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（近隣工場等の火災（ばい煙の二次的影響）、有毒ガス）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートを確実に確保する観点から、重大事故時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで移動可能なルートを選定する。屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により、支障をきたさない措置を講じる。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）では、重大事故等時に必要となる屋内での現場作業場所までのアクセス性について、地震被害（倒壊・損傷）、地震随伴火災、地震随伴溢水を評価し、要求時間内にアクセス可能であることが示されている。</p>

（2）復旧作業に係る要求事項

①予備品等の確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（川内）
<p>1. 予備品等の確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p>【解釈】 1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p> <p>③ 予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「予備品等の確保」について、</p> <p>① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保する」としていることを確認した。 具体的には以下の方針であることを確認した。 ○優先順位を考慮した復旧作業について、短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。 ○単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。 ○復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</p> <p>② 多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努める」としていることを確認した。</p> <p>③ 予備品の確保について、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保するとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、予備品及び予備品の取替えに必要な機材並びにそれらの保管場所が示されている。</p>

②予備品等の保管場所

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 予備品等の保管場所</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>① 予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であることを確認。</p>	<p>1. 「保管場所の確保」について、</p> <p>① 重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（2）②に則って、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、保管場所選定の考え方、保管場所設定における事前対策が示されている。</p>

③予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>① 設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、アクセスルート（屋外、屋内）について、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認。</p>	<p>1. 「アクセスルートの確保」について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（2）③に則って、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「（1）②アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。</p>

（3）支援に係る要求事項

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 支援に係る要求事項</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。 また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。 さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>① 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる<u>方針であることを確認する。</u></p> <p>② プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であることを確認する。</p> <p>③ 発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認する。</p>	<p>1. 「支援に係る要求事項」について、以下の方針で実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、<u>発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。</u>重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切替えることにより水源が枯渇することがないようにする。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.4）では、上記に示す、あらかじめ用意された手段を整理するとともに、発電所構内に確保している燃料及び必要な資機材が、その選定の考え方を含めて示されている。</p> <p>② <u>プラントメーカー、協力会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画を定め、</u>発電所災害対策要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。 事故発生後、当社発電所災害対策本部体制が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカーからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な発電所災害対策要員の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、人員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.4）では、事業者間協力協定に基づき貸与する原子力防災資機材が示されている。</p> <p>③ <u>当該発電所は、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等）、主要な設備の取替え部品、燃料等の</u>支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう<u>事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であること。</u> また、原子力事業所災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.4）では、原子力事業所災害対策支援拠点の候補地及び同拠点における必要な資機材、通信機器等の整備状況等が示されている。</p>

（4）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

①手順書の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 情報の収集及び判断基準</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 手順書の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。</p> <p>① 全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号機の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「情報の収集及び判断基準」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>① 全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間のなかで3号炉の原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。</p>
<p>2. 判断に迷う操作等の判断基準の明確化</p> <p>【解釈】 b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）</p> <p>① 海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認する。その際、具体的な手順の内容について示されていることを確認する。</p>	<p>2. 「判断に迷う操作等の判断基準の明確化」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>① 最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する。</p> <p>具体的には、次のような手順を整備する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ○ 炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注入するべきか又は原子炉格納容器へ注水するべきか判断に迷い、対応が遅れることで、原子炉格納容器の破損に至ることがないように、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。 ○ 炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。 ○ 全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。 ○ 炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないように、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。 ○ その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。 ○ 重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。
<p>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>【解釈】</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> </div> <p>① 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。</p> <p>② 当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。</p> <p>③ 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。</p>	<p>3. 「財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>① 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>② 当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>③ 発電所災害対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。</p> </div>
<p>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【解釈】</p> <p>d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> </div>	<p>4. 「手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>① 事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する。 具体的には、次の様な手順等を整備している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。 ○ 運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。 ○ 緊急時対策本部用手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の対応等、重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。 <p>② 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする。 具体的な主な移行基準等は、以下のとおりとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 事故発生時は、事象の判別を行う手順書により事象判別を行い、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。 ○ 多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書（事象ベース）に移行する。 ○ 事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の安全機能ベースの運転手順書に移行する。 ○ 多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。 ○ 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。
<p>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>① 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する方針であること。</p> <p>② 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する方針であること。</p> <p>③ 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する手順書に整理する方針であること。</p>	<p>5. 「状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備」について、以下の方針に従い手順等を整備していることを確認した。</p> <p>① 重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ、これらを運転手順書に明記する。 また、通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。</p> <p>② 重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する。</p> <p>③ 有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員及び消防要員を除く発電所災害対策要員（以下「発電所災害対策本部要員」という。）が使用する手順書に整理する方針であること。 具体的には、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>参考情報とし、運転手順書に整理する。また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、発電所災害対策要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用手順書に整理する。</p>
<p>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応（例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作）等ができる手順を整備する方針であること。</p> <p>（1）前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>① 重大事故を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。</p> <p>② 前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>6. 「前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順」について、以下の方針に従い手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>① 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。</p> <p>② 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。 具体的には、以下に示す手順等を整備するとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。 ○ 竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリア及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋とタービン建屋境界の水密扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。 ○ その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。 なお、大津波警報が発令された場合の対応については、次項に示す。
<p>（2）（1）で選定した前兆事象のうち大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>① 大津波時の対応操作について、プラント停止の判断基準が明確である手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>① 大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備するとしており、プラント停止の判断基準を明確にした手順書を整備する方針を確認した。 具体的には、大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止するとともに、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台への避難及び扉の閉止確認を行い、海面監視カメラ及び耐震型海水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。</p>

②教育及び訓練の実施

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策における手順について、重大事故等対策に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>① 重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p> <p>② 重大事故等対策に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>③ 教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p>	<p>1. 「教育及び訓練の実施方針」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>重大事故等対策は、原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する。</p> <p>具体的には、</p> <p>① 教育訓練の内容について、重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目等を整備した運転手順書を用いた訓練を実施し、重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等を行う。</p> <p>② 教育訓練を計画的に実施することについて、各発電所災害対策要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施すること、日常業務で類似の作業がなく、年1回の訓練では技能の習得が困難な特殊性が高い教育訓練項目については、年2回以上実施する。</p> <p>③ 教育訓練の対象者の明確化について、「表 1.0.2 重大事故等対策における操作の成立性」に、重大事故時の対応手段毎に、対象者（協力会社を含む）を明示する。あわせて、対応手段毎に想定時間を明示し、必要な発電所災害対策要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。</p>
<p>(2) (1) により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p> <p>① 力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p>	<p>① 必要な力量の確保について、原則、重大事故等発生時の発電所災害対策本部体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて得られる力量に加え、事故時対応の知識及び技能について発電所災害対策要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより発電所災害対策要員の力量の維持及び向上を図るとしていることを確認した。</p> <p>また、力量の評価及び管理については、各発電所災害対策要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより力量が維持されていることを確認する。具体的には、表 1.0. 2 に示す「重大事故等対策における操作の成立性」にある必要な発電所災害対策要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施出来ること確認する。</p>
<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a) に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p>	<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。 ● 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。 	<p>発電所災害対策要員の役割に応じて重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。</p> <p>具体的には、知識ベースの教育訓練について、運転員に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。</p> <p>なお、シミュレータ訓練においては、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。</p> <p>発電所災害対策要員のうち実施組織に対しては、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した水源確保の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上教育を実施する。また資機材の取り扱い方法を習得することを目的に、接続具合等を感覚で習得することが必要な内容であり訓練対象者全員が実際の設備又は訓練装置を操作する訓練、若しくは日常的に実施している操作及び作業と同じ内容であり訓練対象者が実施する訓練を他の訓練対象者が確認する訓練を実施する。</p> <p>発電所災害対策要員のうち支援組織に対しては、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所災害対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。</p>
<p>(2) 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>① 個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p>	<p>① 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習について、現場作業を行う発電所災害対策要員と運転員が連携して一連の活動を行う訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であることを確認した。</p> <p>具体的には、現場作業に当たっている発電所災害対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施することを確認した。</p> <p>重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施するとしていることを確認した。</p> <p>なお、これらの教育及び訓練の実施にあたり、計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図っていることを確認した。</p>
<p>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>① 発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p>	<p>3. 「保守点検活動を通じた訓練の実施」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 保守訓練の実施にあたり、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、原子炉施設、予備品等について熟知する。</p> <p>具体的には、運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。発電所災害対策本部要員は、各役割に応じて、原子力保安研修所にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らも実施することにより技能及び知識の向上を図る。更に、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場において巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らが行う。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</p> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 重大事故等発生時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすることを確認。</p>	<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施について</p> <p>① 高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針である」としていることを確認した。 具体的には、想定する事故について、重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施するとしていることを確認した。</p>
<p>5. マニュアル等を即時利用可能とするための準備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、通常時から保守点検活動等を通じて準備する方針とすることを確認。</p> <p>② 通信設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針とすることを確認</p>	<p>5. 「マニュアル等を即時利用可能とするための準備」については、以下の方針にしたがい実施することを確認した。</p> <p>① 設備及び資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備する。</p> <p>② それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行い、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、資機材等に関する情報及びマニュアルの確認を実施する。</p>

③体制の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（川内）
<p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 3 体制の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>① 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。</p>	<p>1. 「役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針に従い、実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める。 原子力防災管理者（所長）は、発電所災害対策本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針を決定する</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（川内）
<p>② 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。</p> <p>③ 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>とともに、事象に応じて非常体制（非常準備体制、第1種非常体制、第2種非常体制）を発令し、発電所に自らを本部長とする発電所災害対策本部を設置して対処する。</p> <p>発電所災害対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織として、事故拡大防止に必要な運転上の措置を行う運転班（運転員を含む。）、発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う調査復旧班並びに消火活動を実施する消防班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成する。</p> <p>② 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う。</p> <p>具体的には、作業班の構成について、通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所災害対策本部での事故対応、復旧活動に活かせるよう、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>③ 指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p> <p>具体的には、発電所災害対策本部の体制が確立するまでは、当直長の指揮の下で運転員、緊急時対応要員を主体とした初動体制を確保し、迅速な対応を図る。発電所災害対策本部の体制が確立した後は、原子力防災管理者（所長）の指揮の下で原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な措置を行い、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p>
<p>2. 実施組織の構成</p> <p>【解釈】 b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>① 実施組織として、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。</p> <p>② 実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については「(6) 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p>	<p>2. 重大事故等対策を実施する実施組織の構成について、以下のとおり必要な役割分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備していることを確認した。</p> <p>① 実施組織の構成等については以下のとおり。</p> <p>a. 発電所災害対策本部に運転員等により原子力災害の発生又は事故拡大防止のための措置を実施する運転班</p> <p>b. 発電設備の整備及び点検、応急復旧計画の策定及び措置を実施する調査復旧班</p> <p>c. 火災発生時に消火活動を実施する消防班</p> <p>② 原子炉主任技術者は、発電所災害対策本部の構成要員として重大事故等が発生した場合に事故の拡大防止、影響緩和について保安の監督及び指示を行う。</p>
<p>3. 複数号炉の同時被災への対応</p> <p>【解釈】 c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p>	<p>3. 「複数号炉の同時被災への対応」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（川内）
<p>① 1～3号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、予め定められた指揮命令系統のもと、対応できる方針であることを確認する。</p> <p>② 1～3号炉で同時に重大事故が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。</p>	<p>① 複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合において、発電所災害対策本部長の指示により複数名指名した総括の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、3号炉に加えて、1号炉及び2号炉で重大事故が発生した場合においても、重大事故対応を行う。</p> <p>② 必要な発電所災害対策要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、複数号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする。 具体的には、実施組織のうち必要な発電所災害対策要員を発電所内に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した発電所災害対策要員により、重大事故等対処設備を使用して3号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の使用済燃料ピットの被災対応ができる体制とする。</p>
<p>4. 支援組織の構成</p> <p>【解釈】 d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>① 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。</p> <p>② 技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「(6)各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p>	<p>4. 「支援組織の構成」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>① 発電所災害対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける。</p> <p>② 技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置及び保安上の技術的支援を行う班として運転班、調査復旧班及び消防班で構成する。</p> <p>③ 運営支援組織は、発電所災害対策本部の運営及び情報収集を行う班、発電所災害対策要員の被ばく管理及び放射性物質による汚染の除去を行う班、放射線量等の状況把握を行う班、報道機関等の対応を行う班、資機材の輸送調達等を行う班として、情報連絡班、報道班、技術支援班、総務班で構成する。</p>
<p>5. 対策本部の設置及び要員の招集</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> <p>① 重大事故等対策の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する責任者を配置する方針であることを確認する。</p>	<p>5. 「対策本部の設置及び要員の招集」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>① 所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所災害対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（川内）
<p>② 夜間及び休日を含めて重大事故等対策に必要な要員が確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 夜間及び休日を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p> <p>④ 新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑤ 重大事故等対策の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p>	<p>② 勤務時間外、休日（夜間）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、3号炉運転中においては、発電所内に、緊急時対応要員22名、運転員10名の合計32名を常時確保する。 なお、運転停止中については、運転員を8名とし合計30名、さらに使用済燃料ピット内のみに燃料体を貯蔵している期間中においては、運転員を5名とし合計27名を確保する。 また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、初期消火活動を行う体制についても発電所に常時整備する。</p> <p>③ 勤務時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。 あらかじめ定めた参集要員への非常招集連絡体制については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星電話設備を配備することで参集要員との連絡及び非常招集を行う。 なお、地震の影響により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常招集連絡ができない場合でも地震（愛媛県内において、震度5弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。</p> <p>④ 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の緊急時対応要員に欠員が生じた場合は、緊急時対応要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた緊急時対応要員の体制に係る管理を行う。 緊急時対応要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる発電所災害対策要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>⑤ 重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社員を含め緊急時対応要員を確保する。社員と協力会社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、事業者と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。</p>
<p>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</p> <div data-bbox="130 1283 1012 1499" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> </div> <p>① 重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記b)及びd)項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であること。</p>	<p>6. 「各班の役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>① 重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、「(4) ③体制の整備」に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する。 実施組織は運転班、調査復旧班及び消防班により構成し、次のとおり役割分担を明確にする。 運転班は、運転員の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。調査復旧班は、発電設備及び建物、構築物の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。消防班は、消火活動を実施する。 支援組織は、技術支援組織及び運営支援組織で構成される。 技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的支援を行うものとして運転班、調査復旧班及び消防班で構成される。 運転班のうち技術支援を行う班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（川内）
	<p>監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。調査復旧班のうち技術支援を行う班は、発電設備及び建物、構築物の応急復旧計画立案及び実施組織へ実施すべき内容の指示を行う。消防班のうち技術支援を行う班は、火災発生箇所の特定及び実施組織へ優先すべき消火活動の指示を行う。</p> <p>また、運営支援組織については、情報連絡班、報道班、技術支援班、総務班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。</p> <p>情報連絡班は、発電所災害対策本部の運営、情報の収集、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。報道班は、関係地方公共団体等の対応及び報道機関の対応を行う。技術支援班は、発電所内外（周辺海域を含む）の放射線・放射能の状況把握、発電所災害対策要員の被ばく管理及び放射性物質による汚染の除去を行う。総務班は、避難誘導、救護、警備対策、資機材の輸送調達、緊急被ばく医療の実施及び食料等の調達手配を行う。</p>
<p>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</p> <p>【解釈】 g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>① 指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。</p> <p>② 指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p>	<p>7. 「指揮命令系統及び代行者の明確化」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 発電所内の事故収束活動については、社長の判断を仰ぐことなく発電所災害対策本部の権限において対応するなど、発電所災害対策本部における指揮命令系統を明確にする。</p> <p>② 指揮者等（指揮者である発電所災害対策本部長の原子力防災管理者（所長）、当直長及び班長）が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。</p> <p>具体的には、発電所災害対策本部長の原子力防災管理者（所長）が欠けた場合は副本部長（副原子力防災管理者）の所長代理（技術系）を代行とし、さらに副本部長の所長代理（技術系）が欠けた場合は、同副本部長（安全管理部長、保修部長、品質保証部長又は発電部長）が代行とする。</p> <p>当直長が欠けた場合は、当直長を補佐し、運転管理に当たっている副当直長が当直長に代わり職務を遂行する。</p> <p>実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）を配置する。</p>
<p>8. 実効的に活動するための設備等の整備</p> <p>【解釈】 h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>実施組織が実効的に活動するため、発電所の状態を確認すること、必要な所内各所への通報連絡ができること、重大事故対処のために夜間等におい</p>	<p>8. 「実効的に活動するための設備等の整備」について、発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等に対処するため、夜間においても速やかに現場へ移動するため、以下の方針に従い、必要な設備等を整備するとしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（川内）
<p>でも現場に移動できること等のために必要な施設及び設備等が適切に抽出され、整備される方針が示されているか。</p> <p>① 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>③ 夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>① 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）、衛星電話設備及び緊急時用携帯型通話設備を備えた緊急時対策所（EL. 32m）を整備する。</p> <p>② 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、緊急時用携帯型通話設備等を整備する。</p> <p>③ 照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の把握を実施できるようヘッドライト等を整備する。</p>
<p>9. 発電所内外への情報提供</p> <p>【解釈】 i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>① 原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、必要な設備・体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 支援組織として、発電所災害対策本部が事故対策に専念できるよう、発電所内外への情報提供についての活動を行う方針であることを確認する。</p>	<p>9. 「発電所内外への情報提供」について、以下の方針で実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話（携帯）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p> <p>② 発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所災害対策本部の情報連絡班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、災害対策本部（松山、高松）と発電所災害対策本部間において衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、災害対策本部（松山、高松）との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を災害対策本部（松山、高松）で実施し、発電所災害対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p>
<p>10. 外部からの支援体制の整備</p> <p>【解釈】 j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> <p>① 発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置するとしていることを確認する。その際、発電所外部に</p>	<p>10. 外部からの支援体制の整備にあたり、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 発電所外部からの支援を受けることができるよう、非常体制を発令した場合に原子力本部（松山）と本店（松山）に災害対策本部を設置する等の体制を整備する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（川内）
<p>設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する</p> <p>② 発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p> <p>③ 支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④ 他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置するとしていることを確認する。</p>	<p>なお、非常体制は、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合に発令する。</p> <p>② 災害対策本部は、原子力本部（松山）及び本店（高松）で構成され、社長を総本部長とする災害対策総本部を構成し、原子力部門のみでなく他部門を含めた全社体制にて、発電所での原子力災害対策活動の支援を実施する。</p> <p>なお、発電所内の事故収束活動に関しては、社長の判断を仰ぐことなく発電所災害対策本部の権限において対応すること、災害対策本部（高松）の支援機能（外部機関への支援調整等）について、社長が移動中の場合には、定められた代行者が指揮するとともに、社長への連絡手段についても確保する。</p> <p>③ 災害対策本部は、発電所災害対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として事故拡大防止対策の支援等を行う班、外部電源や通信設備に関する復旧等を行う班、運営支援組織として、情報収集を行う班、放射線の被害状況の把握を行う班、緊急被ばく医療の把握、食料等の手配調達を行う班、報道対応を行う班等で構成する。</p> <p>④ 事象進展を踏まえ、災害対策本部（高松）は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援を受けられる体制を整備する。</p> <p>支援拠点の設置については、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な人員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。</p> <p>また、災害対策本部（高松）は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ技術的な支援を受けられる体制を整備する。</p>
<p>1 1. 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備</p> <p>【解釈】</p> <p>k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p> <p>① 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えた検討体制を構築する方針であることを確認する。</p> <p>② 中長期的な対応が必要となる具体的な状況を想定し、そのために必要な手段等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>1 1. 「事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備」について、以下の方針にしたがって実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、災害対策本部（松山、高松）が中心となって社内内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。</p> <p>② 重大事故等発生時に原子炉格納容器の圧力及び温度が通常運転時よりも高い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。</p> <p>また、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理活動等を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる体制を構築する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、事故後の中長期的な対応が求められる対策として、「格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による長期的な崩壊熱除去」を挙げている。この場合、原子炉格納容器の圧力及び温度が通常運転時よりも高い状態が継続するが、早期に格納容器の圧力低減するため、既設機器の復旧による格納容器スプレイ再循環機能の回復を目的とした、所要の取替え部品の保管・活用対策が示されている。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.1及び設置許可基準規則第44条）

I	要求事項の整理	1.1-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.1-4
1.1.1	対応手段と設備の選定	1.1-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.1-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.1-5
1.1.2	重大事故等時の手順等	1.1-8
1.1.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.1-12
(1)	手動による原子炉緊急停止【技術的能力及び自主対策】	1.1-12
(2)	原子炉出力抑制（自動）【技術的能力（第44条等）】【有効性評価（第37条）】	1.1-13
(3)	原子炉出力抑制（手動）【技術的能力及び自主対策】	1.1-14
(4)	ほう酸水注入【技術的能力及び有効性評価（第37条）】	1.1-15
(5)	優先順位	1.1-16

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.1緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.1緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p> <p>(2) BWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p> <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。</p> <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。</p> <p>(3) PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p>

<設置許可基準規則第44条>（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び</p>	<p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプ</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>を自動で停止させる装置を整備すること。 c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。 (2) PWR a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。 b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>

<有効性評価（第37条）（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.5 原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉出力抑制（自動） ・ほう酸水注入
5.4 反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.1.1 対応手段と設備の選定

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等が、①第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項（以下「第44条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第44条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備は、炉外核計装、安全保護系のプロセス計装等である。これらの設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行する対処設備及び対処設備を活用した手順を整備するとしており、「第44条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第44条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第44条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失原因対策分析の結果（「第1.1.1図 機能喪失原因対策分析」参照）、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系故障として、炉外核計装、安全保護系のプロセス計装、安全保護系ロジック盤、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器の故障を想定すること、電源喪失（サポート系故障）は、制御棒クラスタ駆動装置の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しないとしていることを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、制御棒クラスタの機械的故障を除き網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.5.1図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>なお、制御棒クラスタの機械故障が発生した場合には、ほう酸水注入を行う手段等により対応することを確認した。</p> <p>2) 第44条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対する手順」のとおり。</p> <p>第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉出力を抑制するためにタービントリップと主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、1次冷却システムの過圧防止のために補助給水系ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等。</p> <p>③ 主蒸気隔離弁が自動閉止しなかった場合は、手動により閉止するための設備及び手順等、また、補助給水系ポンプが自動起動しない場合は、手動により起動するための設備及び手順等。</p> <p>④ 化学体積制御設備による十分な量のほう酸水を注入するための設備及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。</p> <p>① 原子炉出力を抑制するためにタービントリップと主蒸気隔離弁の閉止を自動作動させるとともに、1次冷却システムの過圧防止のために補助給水系ポンプを自動起動させるため、作動信号を自動発信する設備及び手順等。</p> <p>② 化学体積制御設備による十分な量のほう酸水を注入するための設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第44条等」で求められている手順		確認結果
	要求概要	
【設備（配備）】※ ¹	<p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p> <p>（【設備（措置）】※² は要求事項になし）</p>	<p>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等について、必要な設備及び手順等が以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>【設備（配置）】</p> <p>a) 「原子炉出力抑制（自動）」のための手順及び設備 タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止の自動作動による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの自動起動による1次冷却システムの過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>b) 「ほう酸水注入」のための手順及び設備 化学体積制御設備を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのため、充てんポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p>
【技術的能力】※ ³	<p>1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）共通</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p> <p>（2）PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作によ</p>	<p>【技術的能力】</p> <p>（1）</p> <p>a) 「手動による原子炉緊急停止」のための手順により、運転時の異常な過渡変化時において原子炉緊急停止ができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動操作により、原子炉緊急停止を行うとしていることを確認した。</p> <p>（2）</p> <p>a) 「原子炉出力抑制（自動）」のための手順により、ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）の作動により主蒸気隔離弁の閉止、タービン</p>

		<p>り実施すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量う酸水注入を実施すること。</p>	<p>トリップ作動及び補助給水ポンプの起動を行うことで1次冷却材温度を上昇させて原子炉出力を抑制していることを確認した。</p> <p>また、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、「原子炉出力抑制（手動）」のための手順により、中央制御室から手動操作により、手動タービントリップ操作、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行い、1次冷却材温度を上昇させて原子炉出力を抑制していることを確認した。</p> <p>b) 「ほう酸水注入」のための手順により、化学体積制御設備によりほう酸水注入を行い負の反応度を添加するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離し、原子炉を未臨界に移行する手順を整備していることを確認した。</p> <p>なお、運転管理として全制御棒挿入不能時の停止ほう素濃度以上にできるほう酸水量を確保しているため、十分な量のほう酸水注入が可能であるとしていることを確認した。</p>	
--	--	--	--	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第44条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.1

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「原子炉出力抑制（自動）、ほう酸水注入」

1.1.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第44条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第44条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第44条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.1.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 手動による原子炉緊急停止。そのため、原子炉トリップスイッチを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止の自動作動による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの自動起動による1次冷却系統の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 主蒸気隔離弁の手動閉止による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの手動起動による1次冷却系統の過圧防止。そのため、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 化学体積制御設備を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのため、充てんポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>申請者は、1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>a. 「手動による原子炉緊急停止」のための手順等</p> <p>原子炉の自動トリップ失敗を原子炉トリップしゃ断器等により確認し、出力領域中性子束計の指示値が5%以上又は中間領域中性子束起動率計の指示値が正となった場合には、重大事故等対処設備である原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員計1名で実施する。</p> <p>b. 「原子炉出力抑制（自動）」のための手順等</p> <p>原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達したにもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した際に作動する、「多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）作動」警報が発信した場合には、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）の作動確認の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認を運転員1名で実施する。</p> <p>c. 「原子炉出力抑制（手動）」のための手順等</p> <p>多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）により自動で原子炉出力抑制が出来ない場合、主蒸気隔離弁の閉止、補助給水系ポンプの起動を手動で実施する手順に着手する。この手順では、中央制御室及び現場での操作を運転員計1名で実施する。</p> <p>d. 「ほう酸水注入」のための手順等</p> <p>b. 及びc. の原子炉出力の抑制を図った後、手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしゃ断器等により確認した際に、出力領域中</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>性子束計の指示値が5%以上又は中間領域中性子束起動率計の指示値が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合には、ほう酸水注入操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を運転員1名で実施する。</p> <p>③作業環境 「手動による原子炉緊急停止のための手順等」について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p>
<p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(2) 第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.1.2.1(2)及び(4)に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）により原子炉出力を抑制すること並びに化学体積制御設備を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行することを必要な対策としている。</p> <p>2) 手順等の方針 これらの対策は、(1) 2) ①b. 及びd. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである」としていることを確認した。</p>
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>第44条等に基づき、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.1.2.1(5)のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>自主的な対策として、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>① 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>②</p> <p>a. 原子炉トリップスイッチによる原子炉手動トリップが失敗した場合には、中央制御室において、常用系パワーセンタ母線しゃ断器の開操作によるMGセット電源の遮断に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員1名により実施する。</p> <p>b. 上記 a. に失敗した場合には、中央制御室において、手動操作により制御棒を原子炉に挿入するとともに、現場にて、MGセットモータしゃ断器スイッチの開操作によるMGセット電源の遮断に着手する。さらに、MGセット電源の遮断に失敗した場合には、現場で原子炉トリップしゃ断器等の開操作を行う。この一連の手順は、中央制御室及び現場での操作を運転員3名により約30分で実施する。</p> <p>c. 多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）が作動しても、原子炉出力が抑制されていない場合には、タービントリップスイッチの操作により、タービン手動トリップを行う。この手順では、中央制御室での操作を運転員1名により約3分で行う。なお、この手順は、1.1.2.1(3)の主蒸気隔離弁の手動閉止と補助給水系ポンプの手動起動を行う前に実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.1.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a. ～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 手動による原子炉緊急停止【技術的能力及び自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>手動による原子炉緊急停止。そのため設備が「第 1.1.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち原子炉トリップスイッチを重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p> <p>また、当該手順において、自主対策として原子炉手動トリップ失敗時の MG セット電源遮断若しくは原子炉トリップ遮断機の開操作を実施するとしていること、そのための多様性拡張設備が「第 1.1.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。また、使用する多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.1 の解釈 2(1)a)にて求められている原子炉の緊急停止操作として、原子炉の自動トリップ失敗を原子炉トリップしゃ断器等により確認し、出力領域中性子束計の指示値が 5%以上又は中間領域中性子束起動率計の指示値が正となった場合には、重大事故等対処設備である原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、A TWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、手動による原子炉緊急停止を行うものであり、判断基準である「原子炉の自動トリップ失敗後、出力領域中性子束計の指示値が 5%以上又は中間領域中性子束起動率計の指示値が正である場合」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「原子炉出力」は、出力領域中性子束計及び中間領域中性子束起動率計で確認するとしており、それが、「第 1.1.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、中央制御室から手動操作により、原子炉緊急停止を行い、原子炉緊急停止しない場合、制御棒クラスタ駆動装置の電源を遮断する等にて制御棒を原子炉へ挿入し原子炉緊急停止する手順であり、「第 1.1.3 図 手動による原子炉緊急停止操作 タイムチャート」を踏まえ、原子炉トリップ遮断器開放等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室での操作を運転員計 1 名、現場対応は運転員 2 名操作で実施する。中央制御室での手動原子炉緊急停止操作は、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p> <p>なお、自主対策として、原子炉トリップスイッチによる原子炉手動トリップが失敗した場合には、中央制御室において、常用系パワーセンタ母線しゃ断器の開操作による MG セット電源の遮断に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員 1 名により実施するとしていること、常用系パワーセンタ母線しゃ断器の開操作による MG セット電源の遮断に失敗した場合には、中央制御室において、手動操作により制御棒を原子炉に挿入するとともに、現場にて、MG セットモータしゃ断器スイッチの開操作による MG セット電源の遮断に着手する。さらに、MG セット電源の遮断に失敗した場合には、現場で原子炉トリップしゃ断器等の開操作を行う。この一連の手順は、中央制御室及び現場での操作を運転員 3 名により約 30 分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.1.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないとしていることを確認した。</p>

(2) 原子炉出力抑制（自動）【技術的能力（第44条等）】【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	タービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止の自動作動による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの自動起動による1次冷却系統の過圧防止。そのため ¹ の設備が「第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、そのうち、 ² 主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）を重大事故等対処設備として新たに整備する ³ としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準1.1の解釈2(3)a)にて求められている「原子炉出力を抑制するため、補助給水ポンプを自動起動させる手順等と蒸気タービンを自動で停止させる手順等」として、⁴原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達したにもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した際に作動する、「多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）作動」警報が発信した場合には、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の作動確認の手順に着手する⁵としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」、「原子炉冷却材流量の部分喪失」、「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を起因とした事象が発生した場合に、あらかじめ定めた設定値により自動で原子炉緊急停止が行われる。しかしながら、その設定値となったにもかかわらず、自動で原子炉が緊急停止していない場合（ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合）、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）により原子炉出力抑制（自動）を行うものであり、判断基準である「多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）作動警報が発信」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）作動警報が発信の有無」は、多様化自動作動盤作動警報で確認することとしており、それが、「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の作動により主蒸気隔離弁の閉止、タービントリップ作動及び補助給水ポンプの起動を行うことで1次冷却材温度を上昇させて原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手順であり、ATWS 緩和設備の作動状況確認、中央制御室での原子炉出力の監視等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. ⁶この手順では、中央制御室での確認を運転員1名で実施する⁷ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、原子炉緊急停止失敗を踏まえて、多様化自動作動盤の作動を予測しているため速やかに多様化自動作動盤の作動状況を確認できるとしている。

(3) 原子炉出力抑制（手動）【技術的能力及び自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>主蒸気隔離弁の手動閉止による原子炉出力の抑制と補助給水系ポンプの手動起動による1次冷却系統の過圧防止。そのため</p> <p>の設備が「第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、そのうち、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける」としていることを確認した。</p> <p>また、当該手順において、自主対策としてタービントリップスイッチ操作によるタービン手動トリップを行うとしていること、そのための多様性拡張設備が「第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。また、使用する多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準1.1の解釈2(3)aにて求められている「手動による原子炉出力抑制のための手順等」として、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）により自動で原子炉出力抑制が出来ない場合、主蒸気隔離弁の閉止、補助給水系ポンプの起動を手動で実施する手順に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、自動及び手動操作による原子炉緊急停止ができない場合及び多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）による原子炉出力抑制（自動）が作動しない場合（タービントリップ、主蒸気隔離弁の閉止、補助給水ポンプの自動起動のすべて又はいずれかが確認できない場合）において、原子炉出力抑制（手動）を行うものであり、「多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）作動による原子炉出力の抑制が出来ない場合」を確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「原子炉出力抑制ができない状態」は、出力領域中性子束計及び中間領域中性子束起動率計で監視することとしており、それが、「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、中央制御室から手動操作により、手動タービントリップ操作、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行い、1次冷却材温度を上昇させて原子炉出力を抑制する手順であり、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作について、中央制御室での操作を運転員計1名で実施することを確認した。</p> <p>また、自主対策として多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）が作動しても、原子炉出力が抑制されていない場合には、タービントリップスイッチの操作により、タービン手動トリップを行う」としていること、この手順では、中央制御室での操作を運転員1名により約3分で行う」としていることを確認した。なお、この手順は、1.1.2.1(3)の主蒸気隔離弁の手動閉止と補助給水系ポンプの手動起動を行う前に実施する」としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>上記の中央制御室対応は、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしている。</p>

(4) ほう酸水注入【技術的能力及び有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>化学体積制御設備を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのため¹⁾の設備が「第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、そのうち、²⁾充てんポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける³⁾としていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準1.1の解釈2(3)b)にて求められている「十分な量のほう酸水注入のための手順等」として、⁴⁾原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）の原子炉出力の抑制を図った後、手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしゃ断器等により確認した際に、出力領域中性子束計の指示値が5%以上又は中間領域中性子束起動率計の指示値が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合には、ほう酸水注入操作の手順に着手する⁵⁾としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、自動での原子炉緊急停止及び原子炉トリップスイッチによる手動での原子炉緊急停止ができない場合、その他の手動での原子炉緊急停止もできない場合に、ほう酸水注入を行うものであり、「原子炉出力抑制（自動）のための手順等及び 原子炉出力抑制（手動）のための手順等による原子炉出力の抑制を図った後、手動による原子炉緊急停止の失敗を確認した際の原子炉の状態」を確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「原子炉の状態等」は、出力領域中性子束計、多様化自動作動盤作動警報等により監視することとしており、それが、「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、化学体積制御設備によりほう酸水注入を行い負の反応度を添加するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離し、原子炉を未臨界に移行する手順であり、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. ⁶⁾この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を運転員1名で実施する⁷⁾ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>上記の中央制御室対応は、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしている。</p>

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン故障時の手順の優先順位について、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>自動での原子炉緊急停止失敗と判断すれば速やかに中央制御室からの手動での原子炉緊急停止操作を行うとともに、並行して多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）からの自動信号による原子炉出力抑制のための設備の作動状況を確認する。</p> <p>自動及び手動での原子炉緊急停止操作及び多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）からの自動信号による原子炉出力抑制に失敗した場合は、手動での原子炉出力抑制として、手動タービントリップ操作及び主蒸気隔離弁の閉止を行うとともに、並行して制御棒クラスタ駆動装置の電源を遮断する操作又は制御棒手動挿入操作を行い、制御棒を挿入する。</p> <p>また、手動での原子炉出力抑制と並行して、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備によるほう酸水注入を開始する。手動での原子炉の出力抑制を図るとともに、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備によるほう酸水注入を行う。</p> <p>ただし、原子炉の出力抑制を図った後でも、原子炉緊急停止に成功した場合は、早急なほう酸水注入は必要ない。以上の対応手順のフローチャートを第 1.1.8 図「原子炉トリップ失敗時の対応手順（フロントライン系故障）」に示す。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
手動による原子炉緊急停止	MGセット電源（常用系パワーセンタ母線しゃ断器操作スイッチ）、MGセット電源（MGセット出力しゃ断器スイッチ）、MGセット電源（MGセットモータしゃ断器スイッチ）及び原子炉トリップしゃ断器スイッチ	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、サポート系である電源を遮断することにより制御棒を全挿入できるため、原子炉を緊急停止する代替手段となり得る。	
	制御棒操作スイッチ	制御棒全挿入完了までは時間を要するものの、上記の電源遮断操作完了までの間又はこれが実施できない場合に原子炉を停止する手段となり得る。	
原子炉出力抑制（手動）	タービントリップスイッチ	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、中央制御室にて速やかな操作が可能であるため、原子炉出力を抑制する代替手段となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.2及び設置許可基準規則第45条）

I	要求事項の整理	1.2-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.2-4
1.2.1	対応手段と設備の選定	1.2-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.2-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.2-4
1.2.2	重大事故等時の手順等	1.2-8
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.2-8
	a. 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.2-8
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.2-9
	(2) 優先順位について	1.2-10
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.2-10
1.2.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.2-13
	(1) 1次系のフィードアンドブリード【有効性評価（第37条）】	1.2-13
	(2) 2次冷却系からの除熱機能の回復（注水）	1.2-13
	a. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水（自主対策）	1.2-13
	b. 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水（自主対策）	1.2-14
	(3) 2次冷却系からの除熱機能の回復（蒸気放出）	1.2-14
	a. 主蒸気ダンプ弁による蒸気放出（自主対策）	1.2-14
	(4) 優先順位	1.2-15
1.2.2.2	サポート系故障時の手順等	1.2-15
	(1) タービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2-15
	a. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）【技術的能力】	1.2-15
	b. タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）【自主対策】	1.2-16
	(2) 電動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】	1.2-16
	(3) 主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2-17
	a. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【有効性評価（第37条）】	1.2-17
	b. 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】	1.2-18
	(4) 優先順位	1.2-18
1.2.2.3	復旧に係る手順等（技術的能力）	1.2-19
1.2.2.4	監視及び制御（技術的能力）	1.2-19
	(1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定（技術的能力）	1.2-19
	(2) 補助給水ポンプの作動状況確認（技術的能力）	1.2-19
	(3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御及び蒸気発生器水位の制御（技術的能力）	1.2-20

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>①-1 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプにより発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>イ) 可搬型重大事故防止設備 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間*の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（ロ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>ロ) 現場操作 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間*の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>ハ) 監視及び制御</p> <p>ハ) - 1 原子炉水位及び蒸気発生器水位を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p> <p>ハ) - 2 タービン動補助給水ポンプの安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p> <p>ハ) - 3 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>①-2 復旧 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>

<設置許可基準規則第45条>（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプ等により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、タービン動補助給水ポンプ等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失	・1次系のフィードアンドブリード
2.2 全交流電源喪失	・主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）
2.6 ECCS注水機能喪失	・監視及び制御

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1.2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

1.2.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第45条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合には、2次冷却系からの除熱機能により、原子炉を冷却する必要があるが、2次冷却系からの除熱機能を有する設計基準事故対処設備が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第45条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第45条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段[※]が選定されている</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.2.1図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系の故障として、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の冷却機能である2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備故障を想定すること、サポート系の故障として全交流電源喪失及び常設直流電源系等喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、静的機器である主配管の故障を除き網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.2.1図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>ことを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第45条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>2) 第45条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第45条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>①-1 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプを起動・運転継続するための設備及び手順等。</p> <p>①-2 計測設備により監視及び制御するための手順等。</p> <p>a. 加圧器水位及び蒸気発生器水位を監視又は推定するための手順等。</p> <p>b. 補助給水ポンプの作動状況を確認するための手順等。</p> <p>c. 加圧器水位及び蒸気発生器水位の制御のための手順等。</p> <p>①-3 代替交流電源設備（空冷式非常用発電装置）により電動補助給水ポンプを起動及び運転継続するための設備及び手順等。</p> <p>また、第45条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備及び手順等。</p> <p>② 現場で人力により主蒸気逃がし弁を操作するための設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第45条等」で求められている手順		
	規制要求事項	確認結果(伊方)
【設備(配備)】※ ¹	<p>①-1 イ) 可搬型重大事故防止設備等を整備すること。</p> <p>【設備(措置)】※²</p> <p>現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間*の運転継続を行えること。ただし、現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプ等の起動及び十分な期間の運転継続を行える場合を除く。</p> <p>※: 冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>○「タービン動補助給水ポンプの機能回復(人力)」のための手順</p> <p>現場で人力によるタービン補助給水ポンプの蒸気入口弁及び蒸気加減弁を手動開操作すること、タービン動補助給水ポンプ軸受給油器により軸受けへ潤滑油を供給することにより、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間の運転継続を行えることから可搬型重大事故対処設備は整備しないとしていることを確認した。</p>
【技術的能力】※ ³	<p>①-1 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプにより発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>イ) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、ロ)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>ロ) 現場での人力による弁の操作により、タービン動補助給水ポンプの起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>ハ) -1 原子炉水位及び蒸気発生器水位を推定する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p>	<p>○「タービン動補助給水ポンプの機能回復(人力)」のための手順</p> <p>当該手順は、直流電源喪失時には、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の駆動源が喪失するため、現場でのタービン動補助給水ポンプ軸受給油器により軸受けへ潤滑油を供給すること並びに人力によるタービン補助給水ポンプの蒸気入口弁及び蒸気加減弁を手動開操作することによりタービン動補助給水ポンプを起動するものであることを確認した。</p> <p>また、当該ポンプ起動後は、十分な水源を確保することにより余熱除去系等による1次系冷却材の冷却が可能となるまで運転を継続するとしており、タービン動補助給水ポンプの十分な期間の運転継続が可能であることを確認した。さらに、人力による措置の容易性について、タービン補助給水ポンプ蒸気入口弁は、現場において手動ハンドルにより容易に操作でき、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用工具を用いて弁を持ち上げる容易な操作であるとしていることを確認した。</p> <p>○監視及び制御(加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定)のための手順</p> <p>当該手段は、原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水量を加圧器水位、蒸気発生器水位により監視するもの。これらの計測機器が故障又は計測範囲把握能力を超えた場合には、当該パラメータの値を推定する手順を整備するとしていること、具体的な手順に等については、計</p>

	<p>ハ) - 2 タービン動補助給水ポンプの安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p> <p>ハ) - 3 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>①- 2 復旧として、電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	<p>器電源喪失時をも想定している「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p> <p>○「補助給水ポンプの作動状況確認」のための手順 当該手段により、補助給水ポンプの作動状況を、補助給水流量計、補助給水タンク水位計、蒸気発生器水位計により確認するとしていることを確認した。</p> <p>○「加圧器水位（原子炉水位）及び蒸気発生器水位の制御」のための手順 当該手順により、燃料取替用水タンク水等を充てんポンプ（B、自己冷却式）等により原子炉へ注水する場合において、流量を調整し加圧器水位（原子炉水位）を制御する手順を整備すること、2次冷却系からの除熱を行う場合において、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する手順を整備するとしていることを確認した。</p> <p>○「電動補助給水ポンプの機能回復」のための手順 当該手順により、電動補助給水ポンプ本体が健全であれば、空冷式非常用発電装置により非常用母線への給電することにより、同ポンプを起動することが可能となるとし、全交流電源喪失等の場合でも対応が可能としていることを確認した。また、起動後は長期的な冷却に際し十分な水源を確保し、余熱除去システムによる冷却又は2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）による1次冷却系の冷却が可能になるまでの期間電動補助給水ポンプを運転するとし、十分な期間の運転継続ができるとしていることを確認した。</p>	
--	---	---	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第45条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 2

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「1次系のフィードアンドブリード」、「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」及び「監視及び制御」に係る手順を整備するとしていることを確認した。

1.2.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 第45条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>第45条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.2.2.1 以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. タービン動補助給水ポンプの機能回復。そのために、タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（人力）、タービン動補助給水ポンプ蒸 気入口弁（人力）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 補助給水ポンプの作動状況確認。そのために、補助給水ライン流量計、補助給水タンク水位計、蒸気発生器水位計を重大事故等対処設備 として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43 条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備していること と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認 する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等 1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「タービン動補助給水ポンプの機能回復」のための手順 蒸気発生器への注水が必要であり、蒸気発生器への注水が確認できない際、補助給水タンク等の水源が確保されている場合には、現場での 手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手する。この手順では、現場でのタービン動補助給水ポンプ軸受注 油器による軸受への潤滑油の供給、手動操作によるタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び蒸気入口弁の開操作、タービン動補助給水 ポンプの流量調整等を計3名により、約45分で実施する。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されている。</p> <p>b. 「補助給水ポンプの作動状況確認」のための手順 蒸気発生器水位が低下した際、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合には、補助給水ポンプの作動状況確認の手順に着手 する。この手順では、現場及び中央制御室で補助給水ポンプの運転状況の確認を計2名により実施する。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されている。</p> <p>③作業環境等 a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力によるタービン動補助給水ポンプの機能回復の手順等について、弁の手動操作、ポンプの 流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間等でのアクセ ス性を確保していること、d) 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、e) 弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行 う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において1次冷却系が高圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 1次冷却系を減圧するとともに原子炉への注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリード。そのため、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 現場での人力による主蒸気逃がし弁の機能回復。そのため、主蒸気逃がし弁（人力）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「1次冷却系のフィードアンドブリード」のための手順</p> <p>補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示値10%以下）になった際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、重大事故等対処設備を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開操作を1名により実施する。</p> <p>b. 「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」のための手順</p> <p>中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない際に、蒸気発生器への注水が確保されている場合には、人力で操作する主蒸気逃がし弁の機能回復の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計3名により、約20分で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 手順の判断基準が明確であること、b) 1次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作の手順等を定めていること、主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）の手順等については、蒸気発生器伝熱管破損の有無の確認、主蒸気逃がし弁の開操作の手順等を定め、それぞれの手順において必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>規制要求に対する手順等における優先順位についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な確認内容については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>「1次系のフィードアンドブリード」より「2次冷却系からの除熱（注水）」を優先して実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、蒸気発生器への注水について、燃料消費量の観点から、「電動補助給水ポンプの機能回復」より「タービン動補助給水ポンプの機能回復」による注水を優先するとしていることを確認した。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>自主的な対策については、1次冷却系高圧時において原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を整備するとともに、2次系からの除熱機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及びその手順等を整備するとしていることから、確認結果についても、(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等、(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 2次冷却系からの除熱機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>b. 「蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順 補助給水ポンプの故障等により補助給水流量等が確認できない場合において、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合には、補助給水タンク水を蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計5名により約2時間15分で実施する。</p> <p>c. 「主蒸気ダンプ弁による蒸気放出」のための手順 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、主蒸気ダンプ弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（2）サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果について以下のとおり。具体的な確認結果については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 2次冷却系からの除熱機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照）を用いた主な手順は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断等 a. 「主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）」のための手順 主蒸気逃がし弁の現場での人力による調整が長期にわたり必要な場合、代替空気供給装置による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する。また、この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計3名により、約2時間35分で実施するとしている。</p> <p>b. 「タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）」のための手段 タービン動補助給水ポンプが運転中である場合において、直流電源が枯渇又は枯渇する恐れがある場合に、代替電源（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池）を用いたタービン動補助給水ポンプの機能回復着手を挙げている。また、この手順では、同蓄電池の接続、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの起動等を計4名により、約1時間5分で実施するとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 1次系のフィードアンドブリード【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	1次冷却系を減圧するとともに原子炉への注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリード。そのための重大事故等対処設備が「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。重大事故対処設備として位置づけられている主な設備は、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンクである。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	a. 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示値10%以下）になった際に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、重大事故等対処設備を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「蒸気発生器広域水位計の指示値が10%以下」は、「蒸気発生器水位が0%になる前に、確実にフィードアンドブリードを実施するために計器校正の誤差に余裕を持った水位」であることを確認した。 c. 判断基準である「蒸気発生器の水位」は、蒸気発生器広域水位計で監視すること、それが、「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水するとともに、加圧器逃がし弁の開により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出することで原子炉を冷却する手順であり、「第1.2.5図 2次冷却系からの除熱機能喪失に対する対応手順（フロントライン故障時）」に示すフローチャート等を踏まえ、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順対応は、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開操作を中央制御室で運転員1名により実施するとしており、有効性評価（第37条）と整合していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	当該手順は、中央制御室のみで作業を行うこと、当該手順実施に支障のない作業環境であることを確認した。

(2) 2次冷却系からの除熱機能の回復（注水）

a. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水（自主対策）

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水。そのための多様性拡張設備が、「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる手順であり、中央制御室で通常の運転操作により対応していることを確認した。 c. 当該手順対応は、中央制御室対応は運転員1名により操作を実施する。また、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できていることを確認した。

b. 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水（自主対策）

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水。そのための多様性拡張設備が、「第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 補助給水ポンプの故障等により補助給水流量等が確認できない場合において、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合には、補助給水タンク水を蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、系統構成を行い、他の手段による蒸気発生器への注水が確認できなければ、補助給水タンク水を蒸気発生器代替注水ポンプにより蒸気発生器へ注水することで2次冷却系からの除熱機能を回復させる手順であり、「第 1.2.4 図 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器2次側への注水のタイムチャート」に示すフローチャート等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順対応は、「系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水」を、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名及び発電所災害対策本部要員5名の計8名により作業を実施する。蒸気発生器への注水開始までの所要時間は約2時間15分と想定する。」としていることを確認した。</p>

(3) 2次冷却系からの除熱機能の回復（蒸気放出）

a. 主蒸気ダンプ弁による蒸気放出（自主対策）

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	主蒸気ダンプ弁による蒸気放出。そのための多様性拡張設備が、「第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>②手順着手の判断等</p> <p>a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、主蒸気ダンプ弁による蒸気放出に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、常用系設備である主蒸気ダンプ弁を中央制御室で開操作し、蒸気発生器から蒸気放出をすることにより2次冷却系からの除熱機能を回復させる手順であり、当該手段に必要な具体的な操作内容が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順対応は、「当該作業は、中央制御室で通常の運転操作として、運転員1名により実施すること、中央制御室からの遠隔操作であるため速やかに実施できるとしていることを確認した。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の手順の優先順位等について、以下に示す。</p> <p>① ○ 「1次系のフィードアンドブリード」と「2次冷却系からの除熱（注水）」の優先順位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「炉心の過熱が促進される蒸気発生器の保有水量がなくなるまでは、1次冷却材の放出を伴う「1次系のフィードアンドブリード」ではなく、「2次冷却系からの除熱（注水）」を優先する」としていることを確認。 <p>○ 「2次冷却系からの除熱（注水）」における優先順位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2次系冷却系からの除熱（注水）には、2つの手段（「電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水」と「蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水」）は並行して準備を行い、準備完了が早い手段を優先する、としていることを確認した。

1.2.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) タービン動補助給水ポンプの機能回復

a. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>1) 対策と設備</p> <p>タービン動補助給水ポンプの機能回復。そのための重大事故等対処設備が「第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。重大事故対処設備として位置づけられている設備は、タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（人力）、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁（人力）である。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断機器</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 蒸気発生器への注水が必要であり、蒸気発生器への注水が確認できない際、補助給水タンク等の水源が確保されている場合には、現場での手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、直流電源が喪失した場合には、タービン動補助給水ポンプを駆動するために必要なタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ及び蒸気入口弁の駆動源が喪失するため、現場で人力によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）を行う。また、判断基準である「蒸気発生器への注水の有無」を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 判断基準である「蒸気発生器への注水の有無」は、「補助給水ライン流量計」で確認すること、それが、「第 1.2.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>②必要な人員等</p> <p>a. 当該手順は、タービン動補助給水ポンプ軸受注油器により軸受へ潤滑油を供給し、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの蒸気入口弁及び蒸気加減弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動して補助給水タンク水をタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順であり、「第 1.2.9 図 タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）タイムチャート」等を踏まえ、弁の手動操作、ポンプの流量調整の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順対応は、現場でのタービン動補助給水ポンプ軸受注油器による軸受への潤滑油の供給、手動操作によるタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び蒸気入口弁の開操作、タービン動補助給水ポンプの流量調整等を運転員3名により実施する。タービン動補助給水ポンプ起動までの所要時間は約 45 分と想定する。としており、有効性評価（第 37 条）と整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.2.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（伊方）
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	③作業環境等 a. 円滑な作業ができるよう、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. タービン動補助給水ポンプ起動により騒音が発生するため、耳栓等を準備するとしていることを確認した。

b. タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	タービン動補助給水ポンプの機能回復。そのための多様性拡張設備が、「第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. タービン動補助給水ポンプが運転中である場合において、直流電源が枯渇又は枯渇する恐れがある場合に、代替電源（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池）を用いたタービン動補助給水ポンプの機能回復に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、全交流動力電源喪失時において、タービン動補助給水ポンプが運転中に直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合、何らかの原因でタービン動補助給水ポンプが停止し再起動が必要となれば、タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）を行うものであり、「第 1.2.11 図 タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な具体的な操作内容が示されていることを確認した。 c. 当該手順対応は、当該作業は、同蓄電池の接続、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの起動等を運転員 2 名及び発電所災害対策本部要員 2 名の計 4 名により約 1 時間 5 分で実施するとしていることを確認した。

(2) 電動補助給水ポンプの機能回復【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	1) 対策と設備 電動補助給水ポンプの機能回復。そのための重大事故対処設備が「第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。重大事故対処設備として位置づけられている設備は、空冷式非常用発電装置。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 手順着手は、判断基準は、外部電源及びディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合に、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を補助給水流量により確認できない場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 当該手順は、全交流動力電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動補助給水ポンプの機能回復を行う。また、判断基準である「すべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない」ことを確認することにより、適切に手順着手ができることを確認した。 c. 判断基準である「交流電源からの給電」状況を、ディーゼル発電機 A、B 電圧計等で監視すること、それが、「第 1.2.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等	②必要な人員等 a. 当該手順は、空冷式非常用発電装置により非常用高圧母線へ給電し、補助給水タンク水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順であり、中央制御室で通常の運転操作により対応するとしていることを確認した。 b. 当該手順対応は、中央制御室対応は運転員 1 名により操作を実施する。この操作は操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしており、有効性評価（第 37 条）

確認事項	確認結果（伊方）
c. 操作機器	と整合していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.2.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	当該手順は、中央制御室のみで作業を行うこと、当該手順実施に支障のない作業環境であることを確認した。

(3) 主蒸気逃がし弁の機能回復

a. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	1) 対策と設備 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）の機能回復。そのための重大事故対処設備が「第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。重大事故対処設備として位置づけられている設備は、主蒸気逃がし弁（人力）である。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない際に、蒸気発生器への注水が確保されている場合には、人力で操作する主蒸気逃がし弁の機能回復の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 当該手順は、主蒸気逃がし弁は、駆動用空気喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、制御用空気圧縮機が全交流動力電源喪失を含む電源喪失により停止することで駆動用空気が喪失した場合又は直流電源の喪失により電磁弁が動作不能な場合、中央制御室からの遠隔操作が不能となるため、主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）を行う。また、判断基準である「駆動用空気喪失時又は直流母線の給電を非常用直流母線の電圧が確認できない等」の確認により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 判断基準である「駆動用空気喪失」を「制御用空気供給ヘッド圧力計」で監視し、「非常用直流母線の電圧」を「直流コントロールセンタ A、B 電圧計」で監視すること、それが、「第 1.2.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	②必要な人員等 a. 当該手順は、補助給水流量により蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器から蒸気放出をすることにより 2 次冷却系からの除熱をするものであり、「第 1.2.14 図 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）タイムチャート」等を踏まえ、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等の当該手段に必要な手段を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順対応は、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計 3 名により、約 20 分で実施するとしており、有効性評価（第 37 条）と整合していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.2.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	③作業環境等 a. 円滑な作業ができるように、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 蒸気発生器伝熱管破損があった場合は、当該ループの主蒸気逃がし弁の操作は行わない。（当該ループの付近の線量が上昇するが、その他の健全ループの主蒸気逃がし弁は離れた位置にあるため、健全ループの主蒸気逃がし弁の操作による減温、減圧は可能である。）としていることを確認した。

b. 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）。そのための多様性拡張設備が、「第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. <u>主蒸気逃がし弁の現場での人力による調整が長期にわたり必要な場合、代替空気供給装置による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合において、現場で人力による主蒸気逃がし弁の開操作を行うが、中央制御室からの遠隔操作により主蒸気逃がし弁の開度調整等を適宜実施することが運転員の負担軽減となることにより、主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を行うものであり、「第 1.2.16 図 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な具体的な操作内容が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該作業では、<u>系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計 3 名により、約 2 時間 35 分で実施するとしている</u>ことを確認した。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>①抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の手順の優先順位等について、以下に示す。</p> <p>○「タービン動補助給水ポンプの機能回復」と「電動補助給水ポンプの機能回復」の優先順位 空冷式非常用電源装置から非常用高圧母線への給電ができれば、「電動補助給水ポンプ機能回復」が可能となるが、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、「タービン動補助給水ポンプの機能回復」による注水を優先する、としていることを確認した。</p> <p>○「タービン／電動補助給水ポンプの機能回復」と2次冷却系からの除熱（「主蒸気逃がし弁の機能回復」）の優先順位 補助給水の機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する、としていることを確認した。</p>

1.2.2.3 復旧に係る手順等（技術的能力）

確認結果（伊方）
<p>（1）手順着手の判断等</p> <p>「重大事故等防止技術的能力基準 1. 2（2）復旧 b）」にある「電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続を行う」ための手順が、「1.2.2.2（2）電動補助給水ポンプの機能回復」として整備されていることを確認した。対応する手順着手の判断基準等については、前述のとおり。</p> <p>なお、要求事項にある「十分な期間の運転継続を行う」ための措置として、電動補助給水ポンプは、水源を補助給水タンクから2次系純水タンクへの切替え、中型ポンプ車等により淡水又は海水を補助給水タンクへ補給することにより十分な水源を確保するとしていることを確認した。</p>

1.2.2.4 監視及び制御（技術的能力）

(1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定（技術的能力）

確認結果（伊方）
<p>（1）手順着手の判断等</p> <p>「重大事故等防止技術的能力基準 1. 2（1）c）i）」にて求められている「原子炉水位及び蒸気発生器水位を推定する手順等」として、原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水量を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。加圧器水位計及び蒸気発生器水位計の監視機能が喪失した場合の手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(2) 補助給水ポンプの作動状況確認（技術的能力）

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>1) 対策と設備</p> <p>補助給水ポンプの作動状況の確認。そのための重大事故対処設備が「第 1.2.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。重大事故対処設備として位置づけられている主な設備は、補助給水ライン流量計、補助給水タンク水位計、蒸気発生器水位計である。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断機器</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等蒸気発生器水位が低下した際、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合には、補助給水ポンプの作動状況確認の手順に着手する。</p> <p>a. 「重大事故等防止技術的能力基準 1. 2（1）c）ii）」にて求められている「タービン動補助給水ポンプの安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等」として、蒸気発生器水位が低下した際、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合には、補助給水ポンプの作動状況確認の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され、明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、蒸気発生器水位が低下した場合において、2次冷却系からの除熱のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水ライン流量計、補助給水タンク水位計、蒸気発生器広域又は狭域水位計により確認する。また、判断基準である「補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合」を確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 判断基準である「補助給水ポンプの起動の有無」を「補助給水ライン流量」で監視すること、それが、「第 1.2.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p>	<p>(2) 操作手順の成立性</p> <p>a. 補助給水ポンプの作動状況確認のための手段を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順対応は、現場及び中央制御室で補助給水ポンプの運転状況の確認を、中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 1 名の計 2 名により実施するとしており、有効性評価（第 37 条）と整合していることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（伊方）
c. 操作機器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.2.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	③作業環境等 a. 円滑な作業ができるように、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境の室温は通常運転状態と同程度であり作業に支障が無いとしていることを確認した。

(3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御及び蒸気発生器水位の制御（技術的能力）

確認結果（伊方）
(1) 手順着手の判断等 「重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 (1) c) iii)」にて求められている「原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等」として、燃料取替用水タンク水等を充てんポンプ（B、自己冷却式）等により炉心へ注水する場合において、流量を調整し加圧器水位を制御する手順及び2次冷却系からの除熱を行う場合において、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する手順を整備することを確認した。 また、これらの操作手順については、「加圧器水位（原子炉水位）の制御」を「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて、「蒸気発生器の制御」は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

表2 自主対策における多様性拡張設備

	対策	設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
フロント系機能回復	電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
	蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水	蒸気発生器代替注水ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
	主蒸気ダンプ弁による蒸気放出	主蒸気ダンプ弁	常用系設備であるため重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の代替手段となり得る。
サポート系機能回復	主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）	代替空気供給装置	使用開始までに時間を要するものの、主蒸気逃がし弁の使用が長期にわたる場合において、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。
	タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）	タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池	使用開始までに時間を要するものの、直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合において、タービン動補助給水ポンプの再起動時の設備となり得る。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.3及び設置許可基準規則第46条）

I	要求事項の整理	1.3-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.3-4
1.3.1	対応手段と設備の選定	1.3-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.3-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.3-4
1.3.2	重大事故等時の手順等	1.3-9
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.3-9
	a. 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.3-9
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.3-10
	(2) 優先順位について	1.3-11
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.3-11
1.3.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.3-14
	(1) 1次冷却システムのフィードアンドブリード【有効性評価（第37条）】	1.3-14
	(2) 2次系からの除熱（注水）	1.3-14
	a. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【有効性評価（第37条）】	1.3-14
	b. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.3-15
	c. 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.3-15
	(3) 2次系からの除熱（蒸気放出）	1.3-15
	a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.3-15
	b. 主蒸気ダンプ弁による蒸気放出【自主対策】	1.3-16
	(4) 加圧器補助スプレイ弁による減圧【自主対策】	1.3-16
	(5) 優先順位	1.3-16
1.3.2.2	サポート系故障時の手順等	1.3-18
	(1) タービン動補助給水ポンプの機能回復	1.3-18
	a. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）【自主対策】	1.3-18
	b. タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）【自主対策】	1.3-18
	(2) 主蒸気逃がし弁の機能回復	1.3-18
	a. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.3-18
	b. 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】	1.3-18
	(3) 加圧器逃がし弁の機能回復	1.3-19
	a. 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.3-19
	b. 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）【技術的能力】	1.3-20
	(4) 優先順位	1.3-20
1.3.2.3	復旧に係る手順等【技術的能力】	1.3-22
1.3.2.4	炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.3-22

1.3.2.5 蒸気発生器伝熱管破損時の手順【技術的能力、有効性評価（第37条）】 1.3-23
 1.3.2.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順【技術的能力、有効性評価（第37条）】 1.3-24

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 3原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 3原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWR の場合）</p> <p>(4) インターフェイスシステムLOCA（ISLOCA）</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>

<設置許可基準規則第46条>（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備） （原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） 第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第46条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 （1）ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。 （2）可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。 b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。 c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失	・1次系のフィードアンドブリード
2.2 全交流電源喪失	・主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）
2.6 ECCS注水機能喪失	・主蒸気逃がし弁による蒸気放出
2.8 格納容器バイパス	・蒸気発生器伝熱管破損発生時の手順 ・インターフェイスシステムLOCA発生時の手順
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給） ・炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3項（以下「第46条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第46条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合には、2次冷却系からの除熱機能又は加圧器逃がし弁による減圧機能により1次冷却システムを減圧する必要があるが、2次冷却系からの除熱機能又は加圧器逃がし弁による減圧機能を有する設計基準事故対処設備が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第46条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第46条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.3.1図 機能喪失原因対策分析（2次冷却系からの除熱機能喪失）及び第1.3.2図 機能喪失原因対策分析（加圧器逃がし弁による減圧機能喪失）」参照）を踏まえ、フロントライン系の故障として、2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備又は加圧器逃がし弁の故障を想定すること、サポート系の故障として全交流動力電源喪失及び直流電源喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、静的機器である主配管の故障を除き網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.3.1図 機能喪失原因対策分析（2次冷却系からの除熱機能喪失）及び第1.3.2図 機能喪失</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリ一の第1段目に記載される。</p> <p>2) 第46条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>原因対策分析（加圧器逃がし弁による減圧機能喪失）」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第46条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第46条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 常設直流電源系統喪失時において、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁の機能を回復するための設備（主蒸気逃がし弁（人力）、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用））及び手順等。</p> <p>② 上記①の設備については、減圧用の弁の作動可能な環境条件を明確にするとともに、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動する設計とする。</p> <p>③ 常設直流電源喪失時においても減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作を行うため、代替電源による復旧を行うための手順等。</p> <p>④ 蒸気発生器伝熱管破損発生時又はインターフェイスシステムLOCA発生時において、損傷箇所の隔離と1次冷却系の減圧を行うための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合において、高圧熔融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するため、1次冷却系統を減圧するための設備及び手順等。</p> <p>また、第45条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として整備するものは、上記①、④、⑤に加え、以下の設備及び手順等としていることを確認した。</p> <p>① 1次冷却系のフィードアンドブリードのための設備（高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等）及び手順等。</p> <p>② 2次冷却系の注水及び蒸気放出による2次系強制冷却のための設備（電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等）及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第46条等」で求められている手順	
規制要求事項	確認結果(伊方)
<p>【設備（配備）】※¹</p> <p>1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) ロジックの追加</p> <p>a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p> <p>(2) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>原子炉冷却材バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等が、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 当該申請号機はPWRなので該当なし。</p> <p>(2)</p> <p>a)</p> <p>○「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」のための手順等 常設直流電源喪失時における原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧用の弁のうち主蒸気逃がし弁を手動で作動させるため「主蒸気逃がし弁の機能回復」のための手順を実施する。当該手順では、補助給水ライン流量により蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器から蒸気放出をすることにより2次冷却系からの除熱をすとしてしていることを確認した。</p> <p>○「加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）」のための手順等 常設直流電源喪失時における原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧用の弁のうち加圧器逃がし弁に対する可搬型代替直流電源設備として、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池を配備していることを確認した。</p> <p>b)</p> <p>○「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」のための手順等 減圧用の弁のうち、主蒸気逃がし弁は、駆動用空気喪失時に閉止する構造の空気作動弁である。当該手順による主蒸気逃がし弁の現場での人力による操作は、代替空気供給装置を接続するのと同様以上の容易性及び確実性を有していることから、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ等を配備しないとしてしていることを確認した。</p> <p>○「加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）」のための手順等 加圧器逃がし弁は、駆動用空気喪失時に閉止する構造の空気作動弁であり、制御用空気圧縮機が電源喪失により停止することで駆動用空気が喪失した場合、開操作が不能となる。また、加圧器逃がし弁本体は弁の構造上、現場での人力による操作を行うことができないため、当該手順により、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を行うとしてしていることを確認した。</p>

<p>【技術的能力】※³</p>	<p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	<p>原子炉冷却材バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等が、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>a)</p> <p>○「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」のための手順等 常設直流電源喪失時における原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧用の弁のうち主蒸気逃がし弁を手動で作動させるため「主蒸気逃がし弁の機能回復」のための手順を実施する。当該手順では、補助給水ライン流量により蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器から蒸気放出をすることにより2次冷却系からの除熱をすとしてしていることを確認した。</p> <p>○「加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）」のための手順等 常設直流電源喪失時における原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧用の弁のうち加圧器逃がし弁を代替電源給電により作動させるため、「加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）」のための手順等を実施する。当該手順では、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池により直流電源を給電することで加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却系統を減圧するとしてしていることを確認した。</p> <p>b)</p> <p>○「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」のための手順等 減圧用の弁のうち、主蒸気逃がし弁は、駆動用空気喪失時に閉止する構造の空気作動弁である。当該手順による主蒸気逃がし弁の現場での人力による操作は、代替空気供給装置を接続するのと同様以上の容易性及び確実性を有していることから、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ等を整備しないとしてしていることを確認した。</p> <p>○「加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）」のための手順等 加圧器逃がし弁は、駆動用空気喪失時に閉止する構造の空気作動弁であり、制御用空気圧縮機が電源喪失により停止することで駆動用空気が喪失した場合、開操作が不能となる。また、加圧器逃がし弁本体は弁の構造上、現場での人力による操作を行うことができないため、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）を整備し、それを空気配管に接続し、加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を行うとしてしていることを確認した。</p> <p>(2)</p> <p>a)</p> <p>○常設直流電源喪失時における主蒸気逃がし弁による減圧操作 常設直流電源喪失時には、「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」のための手順等により、</p>

	<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>主蒸気逃がし弁について現場での人力による開閉操作を行う。この操作は、代替電源による復旧と同等以上の容易性及び確実性を有していることから、代替電源による復旧手順等を整備しないとしていることを確認した。</p> <p>○「加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）」のための手順等</p> <p>常設直流電源喪失時における原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧用の弁のうち加圧器逃がし弁を代替電源給電により作動させるため、「加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）」のための手順等を実施する。当該手順では、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池により直流電源を給電することで加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却系統を減圧するとしていることを確認した。</p> <p>(3)</p> <p>a) 「蒸気発生器伝熱管破損時の手順」</p> <p>当該手順により、蒸気発生器伝熱管破損発生時には、早期のプラント停止操作を実施し、破損している蒸気発生器の判定を主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損蒸気発生器の隔離を行う。破損した蒸気発生器の隔離ができない場合においては、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系統を減圧することにより、1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制するとしていることを確認した。</p> <p>(4)</p> <p>a) 「インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順」</p> <p>当該手順により、ISLOCA 発生時には、主蒸気逃がし弁による減温・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作で漏えい量を抑制するとともに、破損箇所を早期に発見し隔離することで、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを停止する。また、早期に破損箇所を隔離できない場合においても、主蒸気逃がし弁による減温・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系統を減圧することにより1次冷却材の漏えい量を抑制するとしていることを確認した。</p>
--	---	---

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第46条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.3

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「1次系のフィードアンドブリード」、「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」、「主蒸気逃がし弁による蒸気放出」、「蒸気発生器伝熱管破損発生時の手順」、「インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順」、「加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）」及び「炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順」に係る手順を整備するとしていることを確認した。

1.3.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 第46条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第46条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.3.2.1(3)a.、1.3.2.2(1)a.、(2)a.、(3)a.、(3)b.、1.3.2.3.、1.3.2.5.、1.3.2.6に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 可搬型重大事故防止設備等を用いた1次冷却系の減圧。このために、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁（人力）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却系統の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する1次冷却系統の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「直流電源喪失時の加圧器逃がし弁の機能回復」のための手順</p> <p>直流電源喪失時であって、1次冷却系圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順では、バッテリー接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計2名により、約1時間で実施する。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されている。</p> <p>b. 「駆動用空気喪失時の加圧器逃がし弁の機能回復」のための手順</p> <p>駆動用空気喪失時であって、1次冷却系統の圧力を減圧するため加圧器逃がし弁の開操作が必要な場合には、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復を行うための手順に着手する。この手順では、窒素ポンベ接続及び加圧器逃がし弁の開操作を計3名により、約1時間20分で実施する。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されている。</p> <p>c. 「SGTR発生時の一次冷却系の漏えい抑制」のための手順</p> <p>1次冷却系圧力の低下及び破損蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断し、破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗したと判断した場合には、1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、蒸気発生器の隔離等を計8名により実施する。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されている。</p> <p>d. 「インターフェイスシステムLOCA発生時の一次冷却系の漏えい抑制」のための手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>1次冷却系圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいと判断した場合には、インターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。この手順では、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、余熱除去系の隔離等を計9名により実施する。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されている。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 手順を明確化していること、b) 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復の手順等について、系統構成、設定圧力等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、e) 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.3.2.1(1)、(2)a、(3)a、1.2.2.4、1.3.2.5、1.3.2.6に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 可搬型重大事故防止設備等を用いた1次冷却系の減圧。そのため、現場で人力により操作する主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付け、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。</p> <p>b. 蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリの高圧状態が継続する場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する1次冷却系の減圧。このために、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 1次冷却系のフィードアンドブリード。このために、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>e. 2次系強制冷却。このために、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「手動による主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却による1次冷却系減圧」のための手順</p> <p>蒸気発生器への注水が確保され、中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない場合には、手動による主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却による1次冷却系減圧の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計3名により、約20分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>b. 「加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリード」のための手順 補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示10%以下）になった際、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する。この手順では、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作を1名により実施する。</p> <p>③作業環境等 a) 手順着手の判断基準が明確であること、b) 1次冷却系のフィードアンドブリードの手順等について、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁開操作等を定めていること、手動による主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却による1次冷却系減圧の手順等については、蒸気発生器伝熱管破損の有無の確認、主蒸気逃がし弁の開操作の手順等を定め、それぞれの手順において必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>フロントライン系故障時に原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧する手順及びサポート系故障時に原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧する手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.3.2.1(4)及び1.3.2.2(4)のとおり。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>自主的な対策については、1次冷却系の減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることから、確認結果についても、(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等、(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.3.2.1(2)b、(2)c、(3)b、(4)以降に示す。</p> <p>①対策と設備 1次冷却系の減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>a. 「電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順 補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、外部電源により所内常用電源が受電され、2次冷却系の設備が運転中の場合、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>b. 「主蒸気ダンプ弁による蒸気放出」のための手順 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が蒸気発生器蒸気圧力等で確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合、主蒸気ダンプ弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>c. 「加圧器補助スプレイ弁を用いた1次冷却系減圧」のための手順 加圧器逃がし弁の故障等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合であって、充てんポンプの運転及び体積制御タンク等の水位が確保され充てんラインが使用可能な場合、加圧器補助スプレイ弁を用いた1次冷却系減圧に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>d. 「蒸気発生器代替注水ポンプによる注水」のための手順 補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、蒸気発生器への注水流量が喪失した場合には、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計8名により約2時間15分で実施する。</p>
	<p>(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果について以下のとおり。具体的な確認結果については、1.3.2.2(1)b、(2)bに示す。</p> <p>①対策と設備 1次冷却系の減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断等 a. 「代替空気供給装置による主蒸気逃がし弁の機能回復」のための手順 主蒸気逃がし弁の現場での人力による操作が長期にわたり必要である場合、代替空気供給装置による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する。この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作を計5名により約2時間35分で実施するとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 1次冷却システムのフィードアンドブリード【有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）
<p>補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示10%以下）になった際、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合には、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードの手順に着手する」としていることを確認した。</p> <p>そのための重大事故等対処設備が「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系故障時）」に整理されていることを確認した。重大事故等対処設備として位置づけられている設備は、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等であるとしていることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(2) 2次系からの除熱（注水）

a. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>1) 対策と設備</p> <p>加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。</p> <p>そのための重大事故等対処設備が「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系故障時）」に整理されていることを確認した。重大事故等対処設備として位置づけられている設備は、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器である。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を1次冷却材圧力により確認した場合において、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を補助給水流量により注水が確保されていることが確認できない場合」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水は、中央制御室で通常の運転操作により対応する。また、判断基準である「原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を1次冷却材圧力により確認した場合において、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を補助給水流量」を監視することにより適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 判断基準である「原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能の状態」を「1次冷却材圧力計」で、「補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水の状況」については、「補助給水ライン流量計」で確認すること、それが、「第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>②必要な人員等</p> <p>a. 補助給水ポンプの起動は、中央制御室で通常の運転操作により対応するとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順対応は、中央制御室対応は運転員1名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしており、有効性評価（第37条）と整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>③作業環境等</p> <p>当該手順対応は、中央制御室において運転員1名により操作を実施する。また、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

b. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、外部電源により所内常用電源が受電され、2次冷却系の設備が運転中の場合、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する」としていることを確認した。</p> <p>そのための多様性拡張設備が、「第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系故障時）」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

c. 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合において、蒸気発生器への注水流量が喪失した場合には、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する」としていることを確認した。</p> <p>そのための多様性拡張設備が、「第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系故障時）」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(3) 2次系からの除熱（蒸気放出）

a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>1) 対策と設備</p> <p>当該手順は、加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.3 の解釈(4)にて求められている「ISLOCA 発生時の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を作動させることによる原子炉圧力バウンダリの減圧操作」等に係る手段である。</p> <p>そのための重大事故等対処設備が「第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系故障時）」に整理されていることを確認した。重大事故等対処設備として位置づけられている設備は、主蒸気逃がし弁である。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を 1 次冷却材圧力により確認した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が必要な場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を 1 次冷却材圧力により確認した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が必要な場合に、中央制御室で主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う。また、判断基準である「原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失」を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 判断基準である「原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失」は、「1 次冷却材圧力計」で確認すること、それが、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>②必要な人員等</p> <p>a. 主蒸気逃がし弁の開操作は、中央制御室で通常の運転操作により対応するとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順対応は、中央制御室対応は運転員 1 名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（伊方）
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	③作業環境等 当該手順対応は、中央制御室において運転員1名により操作を実施する。また、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できていることを確認した。

b. 主蒸気ダンプ弁による蒸気放出【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>主蒸気逃がし弁による蒸気放出が蒸気発生器蒸気圧力等で確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合、主蒸気ダンプ弁による蒸気放出に着手する」としていることを確認した。</p> <p>そのための多様性拡張設備が、「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系故障時）」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

(4) 加圧器補助スプレイ弁による減圧【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	加圧器補助スプレイ弁を用いた1次冷却系減圧。そのための多様性拡張設備が、「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（フロントライン系故障時）」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 加圧器逃がし弁の故障等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合であって、充てんポンプの運転及び体積制御タンク等の水位が確保され充てんラインが使用可能な場合、加圧器補助スプレイ弁を用いた1次冷却系減圧に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、加圧器補助スプレイ弁を用いた1次冷却系を減圧させる手順であり、中央制御室で通常の運転操作により対応していることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、中央制御室での操作を1名により実施していること、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できていることを確認した。

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失している場合の減圧手段の優先順位を以下に示す。</p> <p>○蒸気発生器への注水（補助給水ポンプ） 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、空冷式非常用発電装置からの給電時は、燃料消費量及び燃料補給の観点からタービン動補助給水ポンプを使用していることを確認した。</p> <p>○1次冷却システムのフィードアンドブリード 補助給水系の故障により2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合、1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う。ただし、炉心の</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>過熱が促進されるタイミングである蒸気発生器の保有水が無くなる段階までは、原子炉格納容器内部への1次冷却材の放出を伴う1次冷却システムのフィードアンドブリードではなく、2次冷却系からの除熱（注水）を行う。補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水手段が喪失した場合はポンプ容量の大きい電動主給水ポンプを優先し、電動主給水ポンプが使用できなければ蒸気発生器水張ポンプを使用するとしていることを確認した。</p> <p>○蒸気発生器への注水（電動主給水ポンプ等） 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプと蒸気発生器代替注水ポンプは、並行して準備を準備完了が早い方の手段を選択し、蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。</p> <p>○蒸気発生器からの蒸気放出 2次冷却系からの除熱機能による1次冷却材の冷却を用いた減圧時の蒸気発生器からの蒸気放出は、主蒸気逃がし弁を使用する。主蒸気逃がし弁が故障等により使用できない場合は、主蒸気ダンプ弁を使用するとしていることを確認した。</p> <p>○加圧器逃がし弁故障時 加圧器逃がし弁故障時は、2次冷却系からの除熱機能（蒸気放出）による1次冷却材の冷却が開始されていることを確認するとともに、加圧器補助スプレイを用いて1次冷却システムの減圧を行う。</p>

1.3.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) タービン動補助給水ポンプの機能回復

a. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）【自主対策】

確認結果（伊方）

蒸気発生器への注水が必要であり、蒸気発生器への注水が確認できない際、補助給水タンク等の水源が確保されている場合には、現場での手動操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手順に着手するとしていることを確認した。

そのための多様性拡張設備が、「第 1.3.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系故障時）」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

これらの操作手順は、タービン動補助給水ポンプ軸受注油器により軸受へ潤滑油を供給し、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの蒸気入口弁及び蒸気加減弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動して補助給水タンク水をタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順であり、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）【自主対策】

確認結果（伊方）

全交流動力電源喪失時において、タービン動補助給水ポンプが運転中に直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合、何らかの原因でタービン動補助給水ポンプが停止し再起動が必要となれば、タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）の手順に着手するとしていることを確認した。

そのための多様性拡張設備が、「第 1.3.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系故障時）」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

これらの操作手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(2) 主蒸気逃がし弁の機能回復

a. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認結果（伊方）

当該手順は、蒸気発生器への注水が確保され、中央制御室からの遠隔操作で主蒸気逃がし弁の開操作ができない場合には、手動による主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却による 1 次冷却系減圧の手順に着手するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.3 の解釈 1a) 等にて求められている「常設直流電源喪失時における主蒸気逃がし弁等による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作」等に係る手段である。

そのための重大事故等対処設備が「第 1.3.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系故障時）」に整理されていることを確認した。重大事故等対処設備として位置づけられている設備は、主蒸気逃がし弁（人力）である。

これらの操作手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】

確認結果（伊方）

1 次冷却系の減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（表 2 自主対策における多様性拡張設備）を用いた主な手順等として、主蒸気逃がし弁の現場での人力による操作が長期にわたり必要である場合の、代替空気供給装置による主蒸気逃がし弁の機能回復着手を挙げている。

そのための多様性拡張設備が、「第 1.3.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系故障時）」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作を計 5 名により約 2 時間 35 分で実施するとしていること、これらの操作手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手

順等」にて整備するとしていることを確認した。

(3) 加圧器逃がし弁の機能回復

a. 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>1) 対策と設備</p> <p>加圧器逃がし弁は、制御用空気圧縮機が電源喪失により停止することで駆動用空気が喪失した場合、開操作が不能となる。また、加圧器逃がし弁本体は弁の構造上、現場での人力による操作を行うことができないため、当該手順は、加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.3 の解釈 1(1)a 等にて求められている「常設直流電源喪失時における加圧器逃がし弁等による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作」等に係る手段である。</p> <p>そのための重大事故等対処設備が「第 1.3.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系故障時）」に整理されていることを確認した。重大事故等対処設備として位置づけられている設備は、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）である。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断機器</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 駆動用空気喪失時において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、駆動用空気喪失時において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合に、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの加圧器逃がし弁の開操作を行う。また、判断基準である「駆動用空気喪失時において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合」を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 判断基準である「駆動用空気喪失時において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合」は、「制御用空気供給ヘッダ圧力計」及び「1次冷却材圧力計」で確認すること、それが、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>②必要な人員等</p> <p>a. 当該手順は、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系統を減圧するための手順であり、「第 1.3.6 図 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）タイムチャート」等を踏まえ、代替空気を供給するための系統構成、中央制御室での加圧器逃がし弁の開操作の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順対応は、現場での窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による代替空気を供給するための系統構成を発電所災害対策本部要員 2 名及び中央制御室での加圧器逃がし弁の開操作を運転員 1 名により実施する。1次冷却系統減圧開始までの所要時間は約 1 時間 20 分と想定としている。設置許可基準 37 条（有効性評価）の「3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」においては、作業に必要な要員計 2 名により事象発生から約 3.1 時間後に、加圧器逃がし弁による 1 次冷却系減圧を開始すると評価していることから、必要な人数が確保され十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>③作業環境等</p> <p>a. 円滑な作業ができるよう、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続する場所の室温は通常運転状態と同程度であるとしていること、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、想定される重大事故等が発生した場合の原子炉格納容器内圧力においても、加圧器逃がし弁が確実に作動する容量及び圧力のポンベを配備するとしていることを確認した。</p>

b. 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	1) 対策と設備 加圧器逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、直流電源の喪失により電磁弁が動作不能な場合、中央制御室からの遠隔操作が不能となる。また、加圧器逃がし弁本体は弁の構造上、現場での人力による操作を行うことができないため、当該手順により、加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.3 の解釈 1(1)a 等にて求められている「常設直流電源喪失時における加圧器逃がし弁等による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作」等に係る手段である。そのための重大事故等対処設備が「第 1.3.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（サポート系故障時）」に整理されていることを確認した。重大事故等対処設備として位置づけられている設備は、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池である。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 当該手順は、直流電源喪失時において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合に、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池を安全防護系シーケンス盤内の専用端子台に接続し、現場で可搬型蓄電池の開閉装置の操作により加圧器逃がし弁の開操作を行う。また、判断基準である「直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合」を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。 c. 判断基準である「直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合」は、「直流コントロールセンタ A、B 電圧計」及び「1次冷却材圧力計」で確認すること、それが、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	②必要な人員等 a. 当該手順は、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池により直流電源を供給することで加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却系統を減圧するための手順であり、「第 1.3.8 図 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源供給）タイムチャート」等を踏まえ、電源隔離、ケーブル敷設、加圧器逃がし弁の開操作の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順対応は、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池の専用ケーブルを安全防護系シーケンス盤の専用端子台に接続するなどの作業を発電所災害対策本部要員 2 名により、約 1 時間で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	③作業環境等 a. 円滑な作業ができるよう、 <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. 加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池を安全防護系シーケンス盤内の専用端子台に接続する場所の室温は通常運転状態と同程度であるとしていることを確認した。

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
(1) 手順の優先順位 ①抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	サポート系故障時の手順の優先順位等について、以下に示す。 ○補助給水ポンプの起動と蒸気発生器からの蒸気放出 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に直流電源の喪失によりタービン動補助給水ポンプが起動できない場合、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ起動操作を行う。補助給水ポンプの機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁の開操作（現場での人力による手動操作を含む）にて 2

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>次冷却系からの除熱を行う。補助給水ポンプの機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施していることを確認した。</p> <p>○代替空気供給による主蒸気逃がし弁の操作 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱は、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により行う。代替空気供給による主蒸気逃がし弁の操作は長期的な事故対応における運転員の負担軽減の手段であり、本操作は必須ではなく、緊急時の対応操作に影響はないとしていることを確認した。</p> <p>○加圧器逃がし弁の機能回復 加圧器逃がし弁の機能回復として、駆動用空気及び直流電源の両方が喪失した場合においては、代替空気供給作業にて駆動用空気を回復した後、電磁弁を動作させるため加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池により直流電源を回復していることを確認した。</p>

1.3.2.3 復旧に係る手順等【技術的能力】

確認結果（伊方）	
（1）手順着手の判断等	<p>「重大事故等防止技術的能力基準 1. 3（2）復旧 a）」にある「常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧」のための手順が、「1.3.2.2（3）b. 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）」及び「1.3.2.2（2）a. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」として整備されていることを確認した。対応する手順着手の判断基準等については、前述のとおり。</p> <p>なお、要求事項にある「十分な期間の運転継続を行う」ための措置として、電動補助給水ポンプは、水源を補助給水タンクから2次系純水タンクへの切替え、中型ポンプ車等により淡水又は海水を補助給水タンクへ補給することにより十分な水源を確保していることを確認した。</p>

1.3.2.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止する手順【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>1) 対策と設備</p> <p>当該手順は、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却システムを減圧していることを確認した。</p> <p>そのための重大事故等対処設備が「第 1.3.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止）」に整理されていることを確認した。重大事故等対処設備として位置づけられている設備は、加圧器逃がし弁である。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により確認した場合において、1次冷却材圧力計の指示値が 2.0MPa[gage] 以上の場合としており、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上」であって「1次冷却材圧力計の指示値が 2.0MPa[gage] 以下」にすれば、高圧溶融物放出が防止できることから、この判断基準を確認することにより、適切なタイミングで当該手順に着手出来ることを確認した。</p> <p>c. 判断基準である「炉心出口温度」、「格納容器内の放射線量率」、「1次冷却材圧力」は、「炉心出口温度計」、「格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）」、「1次冷却材圧力計」で監視すること、それが、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>②必要な人員等</p> <p>a. 当該手順は、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、中央制御室で、加圧器逃がし弁により1次冷却システムの減圧を行う。また、判断基準である「炉心の損傷が発生したことを炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）$1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上」及び「1次冷却材圧力計の指示値が 2.0MPa[gage] 以上」を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>b. 当該手順対応は、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却システムを減圧させる手順であり、中央制御室での加圧器逃がし弁の開操作を運転員1名で対応していることを確認した。また、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できていること、有効性評価（第37条）と整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>③作業環境等</p> <p>当該手順対応は、中央制御室において運転員1名により操作を実施する。また、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できていることを確認した。</p>

1.3.2.5 蒸気発生器伝熱管破損時の手順【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>1) 対策と設備</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが生じる。したがって、漏えい量を抑制するための早期の1次冷却系統の減温・減圧を行う必要がある。このため、早期のプラント停止操作を実施し、破損している蒸気発生器の判定を主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損蒸気発生器の隔離を行う。当該手順は、破損蒸気発生器の隔離操作後、健全側主蒸気逃がし弁による冷却・減圧及び加圧器逃がし弁による減圧操作で1次系と2次系の圧力を均圧させることで、1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3の解釈1(3)にて求められている「SGTR発生時の蒸気発生器隔離操作、隔離できない場合の操作」に係る手段である。また、破損した蒸気発生器の隔離ができない場合においても、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系統を減圧することにより、1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制していることを確認した。</p> <p>そのための重大事故等対処設備が「第1.3.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA発生時）」に整理されていることを確認した。重大事故等対処設備として位置づけられている設備は、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁である。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断機器</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下並びに破損側蒸気発生器水位・圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損の発生と判断した場合。また、破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器の主蒸気ライン圧力を確認し、圧力の低下が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離不能と判断した場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、1次冷却系圧力の低下及び破損蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断し、破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗したと判断した場合には、1次冷却系の漏えい抑制の手順に着手する。また、判断基準である「1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下及び破損側蒸気発生器水位・圧力の上昇等」を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 判断基準である「1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下並びに破損側蒸気発生器水位・圧力の上昇等」は、1次冷却材圧力計、加圧器水位計、蒸気発生器広域水位計、主蒸気ライン圧力計等で確認すること、それが、「第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>②必要な人員等</p> <p>a. 当該手順は、1次冷却系圧力の低下及び破損蒸気発生器水位、圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断し、破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗したと判断した場合には、1次冷却系の漏えいを抑制する手順であり、「添付書類十 7.1.8 格納容器バイパスの第7.1.8.9図のタイムチャート」等を踏まえ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、蒸気発生器の隔離等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順対応は、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、蒸気発生器の隔離等を中央制御室及び現場において運転員8名により操作を実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>③作業環境等</p> <p>a. 円滑な作業ができるよう、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 室温は通常運転状態と同程度であるとしていることを確認した。</p>

1.3.2.6 インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>1) 対策と設備</p> <p>インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが生じる。したがって、漏えい量を抑制するための早期の1次冷却システムの減温・減圧及び保有水量を確保するための炉心への注水が必要となる。当該手順は、主蒸気逃がし弁による減温・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作で漏えい量を抑制するとともに、破損箇所を早期に発見し隔離することで、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.3 の解釈 1(4)にて求められている「ISLOCA 発生時の原子炉圧力バウンダリの隔離操作、隔離できない場合の操作」に係る手段である。</p> <p>そのための重大事故等対処設備が「第 1.3.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステム LOCA 発生時）」に整理されていることを確認した。重大事故等対処設備として位置づけられている設備は、<u>加圧器逃がし弁</u>及び<u>主蒸気逃がし弁等</u>である。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断機器</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等 携帯</p> <p>a. <u>1次冷却系圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいと判断した場合</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<u>1次冷却系圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいと判断した場合には、インターフェイスシステム LOCA 発生時の1次冷却系の漏えい抑制の順に着手する</u>。また、判断基準である「1次冷却系圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等」を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 判断基準である「1次冷却系圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等」は、1次冷却材圧力計、加圧器水位計、余熱除去ポンプ出口圧力計等で確認すること、それが、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>②必要な人員等</p> <p>a. 当該手順は、<u>1次冷却系圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいと判断した場合</u>にインターフェイスシステム LOCA 発生時の<u>1次冷却系の漏えいを抑制する手順</u>であり、「添付書類十 7.1.8 格納容器バイパスの第 7.1.8.9 図のタイムチャート」等を踏まえ、<u>加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、余熱除去系の隔離等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。</u></p> <p>b. 当該手順対応は、<u>加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の開操作、余熱除去系の隔離等</u>を中央制御室及び現場において運転員<u>9名により</u>操作を<u>実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>③作業環境等</p> <p>a. 円滑な作業ができるよう、<u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. インターフェイスシステム LOCA 時、漏えいした水の滞留、高温の水及び蒸気による雰囲気温度の上昇、放射線量の上昇が想定されるが、現場での隔離操作は操作場所の環境性等を考慮して、漏えいの影響を受けない場所で専用工具を用いて遠隔操作により行う。また、インターフェイスシステム LOCA の漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、火災報知器により参考情報の入手及び原子炉補助建屋の状況を確認する。なお、インターフェイスシステム LOCA 発生時において原子炉補助建屋内に漏えいし、最下階に溜まった水については、事故収束後、十分な時間が経過した後の復旧作業として、排水用の可搬型ポンプにて燃料取替用水タンクへ移送していることを確認した。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

	対策	設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
フロント系機能回復	1次冷却システムのフィードアンドブリード	充てんポンプ	注水流量が少ないため、プラント停止直後の崩壊熱を除去することは困難であるが、温度上昇を抑制する効果や崩壊熱が少ない場合においては有効である。
	電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水	電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
	蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水	蒸気発生器代替注水ポンプ等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
	主蒸気ダンプ弁による蒸気放出	主蒸気ダンプ弁	常用系設備であるため重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の代替手段となり得る。
	加圧器補助スプレイ弁による減圧	加圧器補助スプレイ弁、充てんポンプ	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、加圧器逃がし弁の代替手段となり得る。
サポート系機能回復	タービン動補助給水ポンプの機能回復（代替電源給電）	タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池	使用開始までに時間を要するものの、直流電源が枯渇又は枯渇するおそれがある場合において、タービン動補助給水ポンプの再起動時の設備となり得る。
	主蒸気逃がし弁の機能回復	代替空気供給装置	使用開始までに時間を要するが、主蒸気逃がし弁の調整が長期にわたる場合において、中央制御室からの遠隔操作が可能となり、運転員の負担軽減となる。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 及び設置許可基準規則第 4 7 条）

I	要求事項の整理	1. 4-5
1.	要求事項の整理	1. 4-5
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 4-7
1. 4. 1	対応手段と設備の選定	1. 4-7
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 4-7
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 4-7
1. 4. 2	重大事故等時の手順等	1. 4-12
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 4-12
a.	第 47 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 4-12
b.	第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 4-13
(2)	優先順位について	1. 4-14
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 4-14
1. 4. 2. 1	1 次冷却材喪失事象が発生している場合	1. 4-18
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1. 4-18
a.	炉心注水	1. 4-18
(a)	充てんポンプによる炉心注水【技術的能力】	1. 4-18
b.	代替炉心注水	1. 4-19
(a)	格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水【技術的能力】	1. 4-19
(b)	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力】	1. 4-20
(c)	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【技術的能力】	1. 4-21
(d)	消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水【自主対策】	1. 4-22
(e)	消防自動車による炉心注水【自主対策】	1. 4-22
c.	代替再循環運転	1. 4-23
(a)	格納容器再循環サンプルB隔離弁バイパス弁による再循環運転【有効性評価（第 37 条）】	1. 4-23
(b)	格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転【有効性評価（第 37 条）】	1. 4-24
d.	再循環運転	1. 4-25
(a)	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却【技術的能力】	1. 4-25
(b)	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【有効性評価】	1. 4-26
e.	格納容器再循環サンプルスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順【自主対策】	1. 4-26
f.	優先順位	1. 4-27
(2)	サポート系故障時の手順等	1. 4-28
a.	代替炉心注水	1. 4-28
(a)	充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水【自主対策】	1. 4-28
(b)	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力】	1. 4-28
(c)	格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水【自主対策】	1. 4-29

(d) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【技術的能力】	1.4-29
(e) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水【自主対策】	1.4-29
(f) 消防自動車による炉心注水【自主対策】	1.4-30
(g) 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による炉心注水【自主対策】	1.4-30
b. 代替再循環運転	1.4-30
(a) 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【有効性評価】	1.4-30
(b) 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【自主対策】	1.4-31
c. 優先順位	1.4-31
(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等【技術的能力】	1.4-32
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合	1.4-34
(1) フロントライン系故障時の手順等	1.4-34
a. 2次冷却系からの除熱（注水）	1.4-34
(a) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【有効性評価（第37条）】	1.4-34
(b) 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-34
(c) 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-35
(d) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.4-35
(e) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-36
(f) 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-36
b. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	1.4-37
(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力】	1.4-37
(b) 主蒸気ダンプ弁による蒸気放出【自主対策】	1.4-37
c. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）【技術的能力】	1.4-38
(2) サポート系故障時の手順等	1.4-39
a. 2次冷却系からの除熱（注水）	1.4-39
(a) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.4-39
(b) 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-39
(c) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.4-40
(d) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-40
(e) 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-40
b. 主蒸気逃がし弁の機能回復	1.4-41
(a) 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【有効性評価（第37条）】	1.4-41
(b) 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】	1.4-41
c. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）【技術的能力】	1.4-42
(3) 優先順位	1.4-42
1.4.2.3 運転停止中の場合	1.4-43
(1) フロントライン系故障時の手順等	1.4-43
a. 炉心注水	1.4-43
(a) 充てんポンプによる炉心注水【有効性評価（第37条）】	1.4-43

(b) 高压注入ポンプによる炉心注水【技術的能力】	1.4-43
b. 代替炉心注水	1.4-44
(a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水【自主対策】	1.4-44
(b) 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水【技術的能力】	1.4-44
(c) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力】	1.4-44
(d) 蓄圧タンクによる炉心注水【自主対策】	1.4-44
(e) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【技術的能力】	1.4-45
(f) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水【自主対策】	1.4-45
(g) 消防自動車による炉心注水【自主対策】	1.4-45
c. 代替再循環運転	1.4-46
(a) 格納容器再循環サブB隔離弁バイパス弁による再循環運転【技術的能力】	1.4-46
(b) 格納器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転【有効性評価】	1.4-46
d. 再循環運転	1.4-46
(a) 高压注入ポンプによる高压再循環運転及び格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却【技術的能力】	1.4-46
(b) 高压注入ポンプによる高压再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【技術的能力】	1.4-46
e. 2次冷却系からの除熱（注水）	1.4-47
(a) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.4-47
(b) 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.4-47
(c) 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-47
(d) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.4-47
(e) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-47
(f) 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-48
f. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	1.4-48
(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力】	1.4-48
(b) 主蒸気ダンプ弁による蒸気放出【自主対策】	1.4-48
g. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）	1.4-48
h. 優先順位	1.4-49
(2) サポート系故障時の手順等	1.4-50
a. 代替炉心注水	1.4-50
(a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水【自主対策】	1.4-50
(b) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【有効性評価（第37条）】	1.4-51
(c) 蓄圧タンクによる炉心注水【自主対策】	1.4-51
(d) 充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水【自主対策】	1.4-51
(e) 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水【自主対策】	1.4-51
(f) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【技術的能力】	1.4-52
(g) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水【自主対策】	1.4-52
(h) 消防自動車による炉心注水【自主対策】	1.4-52
(i) 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による炉心注水【自主対策】	1.4-52

b. 代替再循環運転	1.4-53
(a) 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【有効性評価】	1.4-53
(b) 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【自主対策】	1.4-53
c. 2次冷却系からの除熱（注水）	1.4-53
(a) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.4-53
(b) 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-53
(c) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.4-53
(d) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-54
(e) 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.4-54
d. 主蒸気逃がし弁の機能回復	1.4-54
(a) 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【技術的能力】	1.4-54
(b) 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】	1.4-54
e. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）【技術的能力】	1.4-55
f. 優先順位	1.4-55
(3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等【有効性評価】	1.4-56
1.4.2.4 格納容器隔離弁の閉止【有効性評価】	1.4-57
1.4.2.5 燃料の補給手順等	1.4-58
(1) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車への燃料（軽油）補給【有効性評価】	1.4-58
1.4.2.6 復旧に係る手順	1.4-58

I 要求事項の整理

1. 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、以下のとおり要求している。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>

<設置許可基準規則第47条>（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.2 全交流電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水 ・ 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却 ・ 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 ・ 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力） ・ 格納容器隔離弁の閉止 ・ 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車への燃料（軽油）補給
2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却
2.5 原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車への燃料（軽油）補給
2.7 ECCS再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循サブB隔離弁バイパス弁による再循環運転 ・ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転
3.11 格納容器過温破損	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器隔離弁の閉止
3.12 格納容器過圧破損	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車への燃料（軽油）補給
4.1 想定事象1	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車への燃料（軽油）補給
4.2 想定事象2	
5.1 崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てんポンプによる炉心注入 ・ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転 ・ 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等 ・ 格納容器隔離弁の閉止
5.2 全交流電源喪失（停止中）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 ・ 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却 ・ 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等 ・ 格納容器隔離弁の閉止 ・ 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車への燃料（軽油）補給
5.3 原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てんポンプによる炉心注水 ・ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転 ・ 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等 ・ 格納容器隔離弁の閉止
5.4 反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、①第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4項（以下「第47条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第47条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、以下に示す設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する設備を整備するとしており、「第47条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材喪失事象が発生して1次冷却システムの保有水量を確保する必要がある場合に非常用炉心冷却設備を用いて燃料取替用水タンク水を炉心へ注水する冷却機能。 ・ 長期的な原子炉の冷却として、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切替えた後の再循環運転による冷却機能。 ・ 1次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に余熱除去設備を用いた崩壊熱除去機能。 <p>2) 第47条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリ一解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリ一解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.4.1～3図 「機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、以下の状態を想定するとしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第47条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>a. 1次冷却材喪失事象が発生している場合 フロントライン系故障として非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク、余熱除去冷却器又は格納容器再循環サンプ隔離弁の故障を想定する。また、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞を想定する。 サポート系故障として全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を想定する。 さらに、炉心溶融後、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合を想定する。</p> <p>b. 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 フロントライン系故障として余熱除去設備である余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障を想定する。 また、サポート系故障として全交流動力電源喪失を想定する。</p> <p>c. 運転停止中の場合 フロントライン系故障として余熱除去設備である余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障を想定する。 また、サポート系故障として全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を想定する。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていること、想定する故障と対応策との関係について、「第1.4.1～3図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第47条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての主な確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>申請者は、第47条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としているとしていることを確認した。</p> <p>①代替炉心注水のための中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び手順等。</p> <p>②代替炉心注水のための格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、代替格納容器スプレイポンプ等及び手順等。</p> <p>③全交流動力電源喪失を想定した代替電源設備（空冷式非常用発電装置）及び手順等（※¹）。</p> <p>④上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。</p> <p>⑤原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等。</p>

（※¹）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>また、第47条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、1次冷却系低圧時に原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①2次冷却系の注水及び減圧のための設備及び手順。 ②代替交流電源の確保及び代替炉心注水のための設備及び手順等。 ③代替設備を用いた代替再循環運転のための設備及び手順等。

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第47条等」で求められている手順		
	規制要求事項	確認結果(伊方)
【設備（配備）】※ ¹	<p>第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等が、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備として、代替炉心注水のための手段に用いる中型ポンプ車、加圧ポンプ車及びミニローリーを整備するとしていることを確認した。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、代替炉心注水のための手段に用いる代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク又は給水処理設備の補助給水タンクを、常設重大事故防止設備として整備するとしていることを確認した。</p>
【技術的能力】※ ²	<p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備及び手順等が、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>a) 代替炉心注水（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水）のための手順等 1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失及び余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、可搬型重大事故防止設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。また、当該手順において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の準備作業及び起動操作、現場での送水ホースと中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の接続に係る手順等が定められていることを確認した。</p> <p>(2)</p> <p>a) 復旧に係る手順等 全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源から設計基準事故対処設備に給電し、起動及び十分な期間の運転を継続させるとしていること、全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確</p>

		認した。
--	--	------

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第47条のうち、設備等の設置に関する要求事項
 ※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.4

○有効性評価（第37条）で求められている手順
 有効性評価で解析上考慮されている「充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水」、「高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却」、「補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水」等に係る手順を整備するとしていることを確認した。

1.4.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 第47条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第47条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.4.2.1(1)b.(a)、(b)、(c)、1.4.2.1(3)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、第47条等に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 可搬型重大事故防止設備を用いた代替炉心注水。そのため、可搬型の中型ポンプ車、加圧ポンプ車等を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する。</p> <p>b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた代替炉心注水。そのため、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）を常設重大事故防止設備として位置付けるとともに、代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置を常設重大事故防止設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉圧力容器に残存する熔融炉心を冷却するための炉心冷却。そのため、格納容器スプレイポンプ、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第47条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第47条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されている。</p> <p>a. 「格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水」</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生した場合、その後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を余熱除去流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作等を計3名により、約20分で実施する。</p> <p>b. 「代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水」</p> <p>格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による原子炉への注水が格納容器スプレイラインB流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、代替格納容器スプレイポンプ等による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び原子炉への注水を計5名により、約29分で実施する。</p> <p>c. 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水」</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水が代替格納容器スプレイライン流量等により確認できない場合には、中型ポンプ車、加圧ポンプ車等による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び送水ホース等の運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動並びに原子炉への注水を計11名により、約2時間10分で実施する。</p> <p>d. 「熔融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等」</p> <p>炉心の著しい損傷、熔融が発生し、格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）の温度差の変化により原子炉格納容器内が過熱状態であると判断した場合には、熔融炉心が原子炉圧力容器に残存する場合の冷却の手順に着手する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>手する。この手順では、原子炉格納容器への注水、原子炉格納容器の圧力及び温度の監視、注水の停止等を計1名により実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備による必要な連絡手段を確保していること、中型ポンプ車、加圧ポンプ車等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.4.2.2(2)a.(a)、b.(a)、(2)c.、1.4.2.3(1)c(b)、1.4.2.3(3)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、有効性評価（第37条）において、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備するとしている。</p> <p>a. 蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作等による2次系強制冷却（※）。このために、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁（人力）等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 代替交流電源の確保及び代替炉心注水。そのため、空冷式非常用発電装置、代替格納容器スプレイポンプ、中型ポンプ車、加圧ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 代替設備を用いた代替再循環運転。このために、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第47条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第47条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>申請者は、1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水」</p> <p>全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等により確認できない際、2次冷却系の除熱に必要な補助給水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる2次系強制冷却（注水）の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名で実施する。</p> <p>b. 「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」</p> <p>全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等により確認できない際、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合には、主蒸気逃がし弁（人力）による2次系強制冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作を計3名により約20分で実施する。</p> <p>c. 「2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）」 主蒸気逃がし弁（人力）による2次冷却系からの冷却効果がなくなり、低温停止に移行する場合で、かつ、b. の条件等を満たしている場合には、主蒸気管ドレンライン使用による2次系強制冷却の手順に着手する。この手順は計3名により約1時間40分で実施する。</p> <p>d. 「格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転」 余熱除去ポンプの故障等により再循環運転による原子炉への注水が余熱除去ループ流量等にて確認できない場合には、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環運転の手順に着手する。この手順では、系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水を計3名により、約10分で実施する。</p> <p>e. 「原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等」 運転停止中に、全交流動力電源喪失等により余熱除去系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、若しくは線源領域中性子束高（C/V退避）警報が発信した場合には、原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順に着手する。この手順では、退避指示、作業員の退域確認、エアロック閉止作業を計2名により実施する。</p> <p>③作業環境等 ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備による必要な連絡手段を確保していること、現場で系統構成等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第 47 条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>1. 4. 1(2)で示した想定事象を踏まえ、「1次冷却材喪失事象が発生している場合の手順」、「1次冷却材喪失事象が発生していない場合の手順」、「運転停止中の場合の手順」のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1. 4. 2. 1(1)f.、(2)c.、1. 4. 2. 2(3)、1. 4. 2. 3(1)h.、(2)f. のとおり。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備等が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>①- 1 自主対策に用いる重大事故等対処設備と対策 申請者は、上記「(1) 規制要求に対する設備及び手順について」以外の設備として、1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却するために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備するとしている。</p> <p>a. 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の炉心注水。そのため、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>付ける。</p> <p>b. 代替炉心注水。このために、充てんポンプ（B、自己冷却式）等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>①-2 自主対策に用いる多様性拡張設備（フロントライン系の機能を回復させるための設備） 1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるため、「表3 自主対策における多様性拡張設備」に掲げる設備を整備するとしている。</p> <p>①-3 自主対策に用いる多様性拡張設備（サポート系の機能を回復させるための設備） 1次冷却系が低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するサポート系の機能を回復させるため、「表3 自主対策における多様性拡張設備」に掲げる設備を整備するとしている。</p> <p>②-1 自主対策に用いる重大事故等対処設備による手順等</p> <p>①-1に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順」 余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ等により再循環運転を行っている際に、各ポンプの流量低下等により格納容器再循環サンプスクリーンに閉塞の兆候を確認した場合、同兆候が現れた際の手順に着手する。この手順では、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクへの水源からの補給操作、同タンクを水源とした原子炉への注水等を計4名により実施する。</p> <p>b. 「充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水」 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水を確認できない際、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、充てんポンプ（B、自己冷却式）の起動及び運転、原子炉への注水を計7名により約1時間10分で実施する。</p> <p>②-2 フロントライン系の機能を回復するための多様性拡張設備による手順等</p> <p>a. 「消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水」 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水を代替格納容器スプレイライン流量にて確認できない場合であって、淡水タンクの水位が確保されており、かつ消火用として電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプが必要ない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、原子炉への注水を計6名により、約45分で実施する。</p> <p>b. 「電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水」 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>c. 「蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水」 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合には、蒸気発生器</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計8名により約2時間15分で実施する。</p> <p>d. 「主蒸気ダンプ弁による蒸気放出」 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、主蒸気ダンプ弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>②-3 サポート系の機能を回復するための多様性拡張設備による手順等</p> <p>a. 「格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水」 充てんポンプ（B、自己冷却式）の機能喪失により、原子炉への注水を確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の起動及び運転、原子炉への注水を計3名により約1時間10分で実施する。</p> <p>b. 「燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水」 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去ループ流量にて確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、燃料取替用水タンク（重力注水）による代替炉心注水に着手する。この手順では系統構成、余熱除去ポンプ入口弁の開操作、燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水を計2名により約15分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.4.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 炉心注水

(a) 充てんポンプによる炉心注水【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心注水として、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、充てんポンプによる炉心注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段である。このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付けていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量及び余熱除去ループ流量により確認できない場合に当該手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、充てんポンプによる炉心注水を行うものであり、判断基準である「余熱除去ループ流量」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」であること、その監視項目のための計器が「余熱除去ループ流量計」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、系統構成を行い、燃料取替用水タンク水を充てんポンプにより炉心へ注水する手順であり、中央制御室での充てんラインの系統構成、充てんポンプの起動等、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. 上記の中央制御室対応は運転員 1 名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉容器内の温度」等であること、その監視項目のための計器が「1次冷却材高温側温度計（広域）」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	上記の中央制御室対応は運転員 1 名により操作を実施すること、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

b. 代替炉心注水

(a) 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、<u>炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を用いて代替炉心注水</u>を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段である。このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、<u>格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）を常設重大事故防止設備として位置付けるとともに、空冷式非常用発電装置を常設重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p> <p>※ 代替炉心注水；充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備（高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ）による炉心注水ができない場合に、その代替手段として炉心へ注水する手段をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<u>1次冷却材喪失事象が発生した場合、その後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を余熱除去流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替炉心注水の手順に着手する</u>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水を行うものであり、判断基準である「余熱除去ループ流量」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」であること、その監視項目のための計器が「余熱除去ループ流量計」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、系統構成を行い、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）により炉心へ注水する手順であり、中央制御室及び現場での格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）の運転状態の確認など、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、中央制御室での操作等を計3名により、炉心注水開始までの作業を約20分で実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉容器内の温度」等であること、その監視項目のための計器が「1次冷却材高温側温度計（広域）」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、<u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p>

(b) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を用いて代替炉心注水</u> を行うためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段である。このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、 <u>代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</u>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<u>格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による原子炉への注水が格納容器スプレイライン B 流量等により確認できない場合であって、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の手順に着手する</u>としており作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合において、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水ができない場合、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行うものであり、判断基準である「格納容器スプレイライン流量等」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」であること、その監視項目のための計器が「格納容器スプレイライン B 流量計」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、系統構成を行い、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する手順であり、<u>系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び原子炉への注水</u>など、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 3 名及び発電所災害対策本部要員 1 名の計 5 名により炉心注水開始までの作業を約 29 分で実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉容器内の温度」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、<u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p>

(c) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>可搬型重大事故防止設備を用いた代替炉心注水</u> のためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 (1)aにて求められている「可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順を整備すること」に係る手段である。このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、 <u>可搬型の中型ポンプ車、加圧ポンプ車等を可搬型重大事故防止設備として新たに整備する</u> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、 <u>代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水が代替格納容器スプレイライン流量等により確認できない場合には、中型ポンプ車、加圧ポンプ車による代替炉心注水の手順に着手する</u> としており作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合において、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水を行うものであり、判断基準である「代替格納容器スプレイライン流量」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」であること、その監視項目のための計器が「代替格納容器スプレイライン積算流量計（AM）」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、使用可能な淡水タンク等（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク、燃料検査ピット）がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により炉心へ注水する手順であり、現場で送水ホースの敷設及び接続、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の設置、現場でディスタンスピースを閉止用から通水用に取替、現場で中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を起動など、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。 b. <u>この手順では、中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び送水ホース等の運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動並びに原子炉への注水を</u> 運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名及び発電所災害対策本部要員 8 名計 11 名により、約 2 時間 10 分で実施する <u>ことを確認した。</u> c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉容器内の温度」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、 <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認した。

(d) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合において、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水を行うものである。そのための多様性拡張設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順では、代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水を代替格納容器スプレイライン流量にて確認できない場合であって、淡水タンクの水位が確保されており、かつ消火用として電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプが必要ない場合、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水手順については、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源とし、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）により炉心へ注水する手順であり、現場でディスタンスピースを閉止用から通水用に取替、現場での消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を起動など、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、原子炉への注水を中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員3名及び発電所災害対策本部要員2名の計6名により、炉心注水開始までの作業を約45分で実施する」としていることを確認した。</p>

(e) 消防自動車による炉心注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合、消防自動車による炉心注水を行うものである。そのための多様性拡張設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順では、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合、当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 消防自動車による炉心注水手順については、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源とし、消防自動車消により炉心へ注水する手順であり、現場でディスタンスピースを閉止用から通水用に取替、現場での消防自動車の起動など、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順における中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名及び発電所災害対策本部要員8名により、炉心注水開始までの作業を約1時間20分で実施するとしており、ことを確認した。</p>

c. 代替再循環運転

(a) 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による再循環運転【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>長期的な原子炉の冷却として実施される再循環運転への移行時、格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失した場合は、代替再循環運転※により原子炉を冷却する手段がある。当該手順は、代替再循環運転として実施される格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による再循環運転であり、有効性評価（第37条）のECCS再循環機能喪失事象における解析上考慮している対策である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>※ 代替再循環運転：非常用炉心冷却設備による再循環運転により原子炉の冷却ができない場合に、その代替手段として原子炉を冷却する手段をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、格納容器再循環サンプ隔離弁が開不能により再循環運転ができない場合に当該手順に着手するとしており作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生後、格納容器再循環サンプ水位が確保され、再循環運転切替が可能な水位となれば、再循環運転への切替操作を行うが、再循環運転への切替操作において、格納容器再循環サンプ隔離弁が開不能である場合、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による再循環運転での炉心注水を行うものであり、判断基準である「格納容器再循環サンプ隔離弁の状態」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器再循環サンプ隔離弁CS表示灯」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁の電源を投入後、中央制御室からの遠隔操作により開することにより余熱除去ポンプ（B）による再循環運転での炉心注水を実施する手順であり、系統構成、中央制御室で格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁を開操作など、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. 上記の中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員1名により操作を実施する。再循環運転開始までの作業を所要時間は約10分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉容器内の温度」等であること、その監視項目のための計器が「1次冷却材高温側温度計（広域）」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>

(b) 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>代替設備を用いた代替再循環運転</u> として実施される格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転であり、有効性評価（第37条）のECCS再循環機能喪失において解析上考慮されている対策である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、 <u>格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしている</u> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<u>余熱除去ポンプの故障等により再循環運転による原子炉への注水が余熱除去ループ流量等にて確認できない場合には、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環運転の手順に着手する</u>としており作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失した場合、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転による炉心注水を行うものであり、判断基準である「格納容器再循環サンプ水による炉心への注水の状態」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」等であること、その監視項目のための計器が「余熱除去ループB流量計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、系統構成を行い、格納容器再循環サンプ水を格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）及び格納容器スプレイ冷却器（B）を用いた再循環運転により炉心へ注水する手順であり、現場で代替再循環配管を使用した系統構成、中央制御室での格納容器スプレイポンプ（B）の起動による再循環運転による炉心への注水開始、原子炉が冷却状態の確認など、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名の計3名により</u>操作を行い、<u>系統構成、ポンプの起動及び原子炉への注水</u>など再循環運転開始までの作業を<u>約10分で実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「加圧器水位計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、<u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p>

d. 再循環運転

(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、長期的な原子炉の冷却として実施される再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプル水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）及び格納容器スプレイ冷却器（B）による炉心への注水が実施できない場合は、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、高圧注入ポンプ、格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水を格納容器スプレイラインB流量により確認できない場合に、当該手順に着手するとしており作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプル水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）及び格納容器スプレイ冷却器（B）による炉心への注水が実施できない場合は、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却を行うものであり、判断基準である「格納容器スプレイライン等による炉心注水の状況」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」であること、その監視項目のための計器が「格納容器スプレイライン流量計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順では、格納容器再循環サンプル水を高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により炉心へ注水するとともに、設計基準事故対処設備である格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する手順であり、中央制御室で高圧注入ポンプによる高圧再循環運転の系統構成及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの系統構成、中央制御室で高圧注入ポンプを起動又は運転確認、格納容器スプレイポンプの起動又は運転確認系統構成など、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。 b. 上記の中央制御室対応は運転員1名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。 c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉容器内の温度」等であること、その監視項目のための計器が「1次冷却材高温側温度計（広域）」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順では中央制御室対応を運転員1名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(b) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【有効性評価】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、長期的な原子炉の冷却として実施される再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプル水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時において格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却ができない場合、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行うものであり、有効性評価（第37条）における原子炉格納容器の除熱機能喪失事象等で解析上考慮している対策である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、高圧注入ポンプ等を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを格納容器スプレイライン流量により確認できない場合に当該手順に着手するとしており作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプル水を炉心へ注水する機能が喪失し、さらに、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時において格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却ができない場合、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行うものであり、判断基準である「格納容器スプレイライン等による炉心注水の状況」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」であること、その監視項目のための計器が「格納容器スプレイライン流量計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転の手順については1.4.2.1(1)d.と同様であること、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の冷却に関する手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

e. 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の炉心注水、そのため ¹⁾ の重要事故等対処設備及び多様性拡張設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認、うち ²⁾ 高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける ³⁾ としていることを確認した。また、主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順	a. ⁴⁾ 余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ等により再循環運転を行っている際に、各ポンプの流量低下等により格納容器再循環サンプスクリーンに閉塞の兆候を確認した場合、同兆候が ⁵⁾ 現れた際の手順に着手する ⁶⁾ としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該操作手順は、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器スプレイポンプ又は格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）を用いた再循環運転により炉心への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合、炉心注水又は代替炉心注水により原子炉冷却機能を維持するための操作を行うものであり、中央制御室で格納容器スプレイポンプを停止操作、主蒸気逃がし弁を開操作、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却、余熱除去ポンプの流量低下操作、燃料取替用水タンクへの補給など、当該手順に必要な操作手順が示されていることを確認した。

確認事項	確認結果（伊方）
c. 所要時間等	c. この手順では、格納容器内自然対流冷却、燃料取替用水タンクへの水源からの補給操作、同タンクを水源とした原子炉への注水等を計4名により実施する」としていることを確認した。

f. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出した手順について、自称進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>○1次冷却材喪失事象時に、非常用炉心冷却設備による原子炉冷却機能が喪失している場合の冷却手段について、以下に示す優先順位で実施する方針であることを確認した。</p> <p>a. 炉心への注水は中央制御室での操作により速やかに起動できることから、充てんポンプによる炉心への注水を実施する。</p> <p>b. 充てんポンプによる炉心注水と並行して、代替炉心注水による炉心注水を実施する。</p> <p>c. 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）と代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水手段の優先順位は、準備時間の短い格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）を優先し、それができない場合に代替格納容器スプレイポンプを使用する。</p> <p>d. 常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択する。</p> <p>e. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合に消防自動車を使用する。</p> <p>○1次冷却材喪失事象時に、余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の冷却手段について以下に示す優先順位で実施する方針であることを確認した。</p> <p>a. 格納容器再循環サンプ隔離弁の開不能による余熱除去設備の再循環運転不能時は、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循環運転を実施する。</p> <p>b. 余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の再循環運転が不能であれば、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）及び格納容器スプレイ冷却器（B）を用いた代替再循環運転を実施する。</p> <p>c. 代替再循環運転ができない場合は、高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>d. また、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。</p>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、代替炉心注水として実施される充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水のためのものであり、そのための重要事故等対処設備及び多様性拡張設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認、うち充てんポンプ（B、自己冷却式等を重大事故等対処設備として位置付ける）としていたことを確認した。</p> <p>また、主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針	<p>a. 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水を確認できない際、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水ができない場合、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行うもの。また、1次冷却材喪失事象（大破断）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合にも、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行うことを確認した。これらの操作手順については、現場でディスタンスピースの取替、系統構成及び自己冷却配管の水張り、中央制御室で充てんポンプ（B、自己冷却式）の起動、現場で自己冷却ラインの流量調整など、当該手順に必要な操作手順が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統構成、充てんポンプ（B、自己冷却式）の起動及び運転、原子炉への注水を計7名により約1時間10分で実施するとしていることを確認した。</p>

(b) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心へ注水ができない場合、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段である。このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、代替格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>また、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA）において、充てんポンプ（B、自己冷却式）の準備作業が完了した場合。1次冷却材喪失事象（大破断）において、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量及び余熱除去ループ流量により確認できない場合に当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>なお、当該操作手順は 1.4.2.1(1)b. (b)と同様であることを確認した。</p>

(c) 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、代替炉心注水として実施される格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水のためのものであり、そのための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 充てんポンプ（B、自己冷却式）の機能喪失により、原子炉への注水を確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による代替炉心注水に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該操作手順は、系統構成を行い、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）により炉心へ注水するためのものであり、原子炉補機冷却水系隔離及びホースを接続、系統構成、現場で格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の起動、現場で自己冷却ラインの流量調整など、当該手順に必要な操作手順が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の起動及び運転、原子炉への注水を計3名により約1時間10分を実施するとしてい</p>

(d) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は大破断）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水を行うためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4解釈(1)aにて求められている「可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等のを整備すること」に係る手段である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>手順着手の判断基準については、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水を格納容器スプレイラインB流量により確認できない場合としており、具体的な状況が示されていることを確認した。</p> <p>当該手順の操作手順については、1.4.2.1(1)b.(c)と同様であることを確認した。</p>

(e) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は大破断）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水ができない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水を行うため、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源とし、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）により炉心へ注水するためのものであり、そのための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>手順着手の判断基準については、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水を格納容器スプレイラインB流量により確認できない場合としており、具体的な状態が示されていることを確認した。</p> <p>なお、当該手順の操作手順等については、1.4.2.1(1)b.(d)と同様であることを確認した。</p>

(f) 消防自動車による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は大破断）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合、消防自動車による炉心注水を行うとしていること、そのための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

手順着手の判断基準については、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合としており、具体的な状態が示されていることを確認した。

なお、当該手順の操作手順等については、1.4.2.1(1)b.(e)と同様であることを確認した。

(g) 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は大破断）と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水ができない場合、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による炉心注水を行うとしていること、そのための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、手順着手の判断基準については、非常用炉心冷却設備作動信号が発信している場合において、原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位又は原子炉補機冷却水流量により確認できない場合としており、具体的な状態が示されていることを確認した。

なお、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）の起動操作は、中央制御室で通常の運転操作により対応すること、空調用冷水系による代替補機冷却に関する手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 代替再循環運転**(a) 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【有効性評価】**

確認結果（伊方）

当該手順は、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は大破断）と全交流動力電源喪失が同時に発生した場合において、中型ポンプ車による補機冷却水が確保され、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水が確保された場合、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）等を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。

手順着手の判断基準については、中型ポンプ車による補機冷却水が確保され、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水位が確保されている場合としており、具体的な状況が示されていることを確認した。

なお、中型ポンプ車から高圧注入ポンプ（B）へ海水供給による代替補機冷却に関する手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備すること、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転の手順については1.4.2.1(1)d.(a)と同様であること、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に関する手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備していること、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）の起動操作は、中央制御室で通常の運転操作により対応することを確認した。

(b) 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は大破断）と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプル水が確保された場合、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による再循環運転による原子炉冷却及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>手順着手の判断基準については、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプル水位が確保されている場合において、原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位又は原子炉補機冷却水流量により確認できない場合としており、具体的な状況が示されていることを確認した。</p> <p>なお、操作手順については、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）の起動操作は、中央制御室で通常の運転操作により対応するとしていること、空調用冷水系による代替補機冷却に関する手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備するとしていること、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に関する手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>○全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA）が同時に発生した場合の冷却手段について、以下の優先順位に従い実施されることを確認した。</p> <p>a. 空冷式非常用発電装置等から電源回復後は、重大事故等対処設備であり、かつ高揚程である充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心への注水を実施する。</p> <p>b. 充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心への注水ができない場合は、代替格納容器スプレイポンプを使用する。</p> <p>c. 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水ができない場合は、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）を使用する。</p> <p>d. 常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択する。</p> <p>e. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合に消防自動車を使用する。</p> <p>○全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象（大破断）が同時に発生した場合の冷却手段について以下に示す優先順位に従い実施されることを確認した。</p> <p>a. 1次冷却材圧力が蓄圧タンク注水圧力以下まで急速に低下している場合は、炉心損傷の兆候がないことを確認すれば、準備時間の短い代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水を実施する。</p> <p>b. 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水ができない場合は、充てんポンプ（B、自己冷却式）及び格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）を使用する。</p> <p>c. 常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択する。</p> <p>d. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合に消防自動車を使用する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>なお、原子炉補機冷却機能喪失時は上記手段に加えて、空調用冷水系を使用した余熱除去ポンプ（B）により炉心へ注水する手段がある。余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）は、準備時間が短いため、優先して使用すること、再循環運転を行う場合は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うとしていることを確認した。</p> <p>全交流動力電源喪失時において再循環運転を行う場合には、中型ポンプ車から海水供給による高圧注入ポンプ（B）の補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプル水を高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環により炉心へ注水するとともに、中型ポンプ車を用いて格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うとしていることを確認した。</p>

(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順により、<u>原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための炉心冷却</u>を行う。このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、<u>格納容器スプレイポンプ、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、<u>炉心の著しい損傷、溶融が発生し、格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）の温度差の変化により原子炉格納容器内が過熱状態であると判断した場合には、溶融炉心が原子炉圧力容器に残存する場合の冷却の手順に着手する</u>としており作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイによる残存溶融デブリを冷却（原子炉格納容器水張り）する手順であり、判断基準である「格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）の温度差の変化」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の温度」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内温度計」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>a. 当該操作手順は、原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティに溶融落下するため、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくい。原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイによる残存溶融デブリを冷却（原子炉格納容器水張り）する手順であり、中央制御室で1次冷却システムの圧力監視、中央制御室で格納容器内圧力を踏まえた原子炉格納容器への注水、原子炉格納容器への注水量の監視など当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、原子炉格納容器への注水、原子炉格納容器の圧力及び温度の監視、注水の停止等を計1名により実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内圧力計（広域）」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p>	<p>当該手順では中央制御室対応を運転員1名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（伊方）
b. 通信設備等 c. 作業環境	

1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 2次冷却系からの除熱（注水）

(a) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うものであり、有効性評価（第37条）における全交流電源喪失事象で解析上考慮している対策である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順着手の判断基準は、余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合としており、具体的な状態が示されていることを確認した。 b. 当該手順の着手判断は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うものであり、判断基準である「余熱除去ループ流量」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」等であること、その監視項目のための計器が「余熱除去ループ流量計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水は、中央制御室で通常の運転操作により対応することを確認した。 b. この手順では、中央制御室での操作を1名で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作においては、通常の運転操作により対応することから、特段の監視項目及び監視機器がないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順では中央制御室対応を運転員1名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(b) 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合で、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合に、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水を行うこと、そのための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>また、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する」としていること、この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する」としていることを確認した。</p> <p>なお、本対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(c) 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合で、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合には、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手するとしていることを確認した。</p> <p>主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>また、この手順では、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計8名により約2時間15分で実施するとしていることを確認した。なお、本対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(d) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4(1)aにて求められている「可搬型重大事故節設備の運搬、接続、操作に関する手順等を整備すること」に係る手段である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 当該手順では、作業着手の判断基準を、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水を蒸気発生器水位又は補助給水ライン流量により確認できない場合としており、具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水を行うものであり、判断基準である「蒸気発生器への注水の状況」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「蒸気発生器除熱機能」であること、その監視項目のための計器が「蒸気発生器狭域水位計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該操作手順では、使用可能な淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）がある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合は海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により蒸気発生器へ注水する手順であり、現場での送水ホースの敷設及び接続、現場での中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水の系統構成、現場で中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を起動し及び蒸気発生器への注水など、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. 上記の現場対応は運転員2名及び発電所災害対策本部要員6名により、蒸気発生器への注水開始までの作業を約2時間10分で実施するとしていることを確認した。
c. 操作機器	c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉容器内の温度」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。
b. 通信設備等	b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。
c. 作業環境	c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。

(e) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水を行うとしていること、そのための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。 主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手判断基準は、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水を蒸気発生器水位又は補助給水ライン流量により確認できない場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源とし、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）により蒸気発生器へ注水する手順であり、系統構成、現場で消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）の起動、蒸気発生器への注水など、当該手順に必要な操作手順が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 上記の中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員3名により、蒸気発生器への注水開始までの作業を約1時間で実施するとしていることを確認した。

(f) 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水ができない場合、消防自動車による蒸気発生器への注水を行うとしていること、そのための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。 主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手判断基準は、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水を補助給水ライン流量により確認できない場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、使用可能な淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）がある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合は海を水源とし、可搬型設備である消防自動車により蒸気発生器へ注水する手順であり、現場でのホースの敷設、系統構成、消防自動車の起動など、当該手順に必要な操作手順が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 上記の現場対応は運転員2名及び発電所災害対策本部要員6名により、蒸気発生器への注水開始までの作業を約1時間20分で実施するとしていることを確認した。

b. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）である主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段であることを確認した。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、主蒸気逃がし弁を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、作業着手の判断基準を、余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合において、蒸気発生器へ注水されていることを蒸気発生器水位又は補助給水ライン流量により確認できた場合としており、具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）である主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行うものであり、判断基準である「蒸気発生器への注水の状況」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「蒸気発生器除熱機能」であること、その監視項目のための計器が「蒸気発生器狭域水位計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順では、補助給水ライン流量により蒸気発生器への注水が確保されている場合において、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、2次冷却系からの除熱をする手順であり、主蒸気逃がし弁の開操作は、中央制御室で通常の運転操作により対応することを確認した。 b. 上記の中央制御室対応は運転員1名により操作を実施すること、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できることを確認した。 c. 当該手順操作は、中央制御室で通常の運転操作により対応することから、操作にかかる監視項目及び監視機器がないことを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順では中央制御室対応を運転員1名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(b) 主蒸気ダンプ弁による蒸気放出【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順により、<u>主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が確保され、復水器の真空度が維持されている場合には、主蒸気ダンプ弁による蒸気放出に着手する</u>としていることを確認した。</p> <p>主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>また、<u>この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>なお、本対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

c. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段であることを確認した。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、電動補助給水ポンプ、補助給水タンク等を重大事故等対処設備として位置付けていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、手順着手の判断基準を余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合において、低温停止に移行する場合としており、具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）を行うものであり、判断基準である「余熱除去ループ流量」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」であること、その監視項目のための計器が「余熱除去ループ流量計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、補助給水タンク水等を電動補助給水ポンプ等により蒸気発生器へ注水し、主蒸気管ドレンラインにて排水する手順であり、主蒸気管ドレンラインの排水経路の系統構成、中央制御室で補助給水ライン流量を調整など、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。 b. 上記の中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名により、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）開始までの作業を約1時間40分で行うとされていることを確認した。 c. 当該手順操作における監視項目が「蒸気発生器除熱機能」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること を確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること を確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと を確認した。

(2) サポート系故障時の手順等

a. 2次冷却系からの除熱（注水）

(a) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作等による2次系強制冷却のうち、蒸気発生器2次側への注水手段である補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段であることを確認した。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける」としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等により確認できない際、2次冷却系の除熱に必要な補助給水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる2次系強制冷却（注水）の手順に着手する」としており、具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失及び余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うものであり、判断基準である「余熱除去ループ流量」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」であること、その監視項目のための計器が「余熱除去ループ流量計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	当該操作手順は、1.4.2.2(1)a.と同様であること、中央制御室での操作を1名で実施する」としていることを確認した。

(b) 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）
当該手順により、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。なお、本対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(c) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認結果（伊方）

当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失及び余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 解釈(1)a にて求められている「可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること」に係る手段であることを確認した。このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、中型ポンプ車及び中型ポンプ車等を重大事故等対処設備として位置付けていることを確認した。

当該手順では、手順着手の判断基準を、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水を蒸気発生器水位又は補助給水ライン流量により確認できない場合としており、具体的な状態で示されていることを確認した。

なお、当該手順の操作手順等については、1.4.2.2(1)a.(d)と同様であることを確認した。

(d) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失及び余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水を行うこと、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水を蒸気発生器水位又は補助給水ライン流量により確認できない場合に当該手順に着手するとし、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

なお、本対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(e) 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失及び余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水ができない場合、消防自動車による蒸気発生器への注水を行うことを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

操作手順等の対応については、1.4.2.2(1)a.(f)と同様であることを確認した。

b. 主蒸気逃がし弁の機能回復

(a) 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作等による2次系強制冷却（※ ² ）のうち、主蒸気逃がし弁の開操作に係る手段であり、有効性評価（第37条）全交流電源喪失事象にて解析上考慮している対策であることを確認した。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、主蒸気逃がし弁（人力）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、全交流動力電源が喪失し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量等により確認できない際、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合には、主蒸気逃がし弁（人力）による2次系強制冷却（蒸気放出）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失及び余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）を行うものであり、判断基準である「蒸気発生器への注水の状況」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「蒸気発生器除熱機能」であること、その監視項目のための計器が「蒸気発生器狭域水位計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作を計3名により約20分で実施すること、操作手順等について「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(b) 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合において、現場で人力による主蒸気逃がし弁の開操作を行うが、中央制御室からの遠隔操作により主蒸気逃がし弁の開度調整等を適宜実施することが運転員の負担軽減となることにより、主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を行うとしていること、当該手順に用いる設備が「第1.4.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。</p> <p>当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>また、操作手順等の対応については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

（※²）申請者は、「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）」、「蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）」と記載しているが、分かりやすく本節では「2次系強制冷却」と記載。

c. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、1次冷却材喪失事象が発生していない場合において、全交流動力電源喪失及び余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）を行うとしており、当該手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>使用する設備、操作手順などの対応について、1.4.2.2(1)c.と同様であることを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>○1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、フロントライン系又はサポート系故障により原子炉の冷却機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。</p> <p>a. 蒸気発生器が使用可能であれば、蒸気発生器への注水を優先し、注水が確保されれば蒸気放出を実施し、2次冷却系からの除熱機能による1次冷却材の冷却を行う。</p> <p>b. 蒸気発生器への注水については補助給水ポンプを用い、補助給水ポンプが使用できない場合は常用電源が健全であれば電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水操作を行う。ポンプ容量の大きい電動主給水ポンプを優先し、電動主給水ポンプが使用できなければ蒸気発生器水張ポンプを使用する。</p> <p>c. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプと蒸気発生器代替注水ポンプは、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択し、蒸気発生器への注水を行う。</p> <p>d. 常設設備による蒸気発生器への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、作業完了が早い方の手段を選択する。</p> <p>e. 蒸気放出については主蒸気逃がし弁を用い、主蒸気逃がし弁が使用できない場合は、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されていれば、主蒸気ダンプ弁を用いる。また、全交流動力電源喪失時等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合においては、主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）により主蒸気逃がし弁を開とし、長期対応として主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を実施し、主蒸気逃がし弁による1次冷却材の冷却を行う。</p> <p>f. 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）を行う。</p>

1.4.2.3 運転停止中の場合

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 炉心注水

(a) 充てんポンプによる炉心注水【有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、充てんポンプによる炉心注水を行うとしていることを確認した。</p> <p>当該手順の判断基準は、余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能を余熱除去ループ流量により確認できない場合であり、具体的な状態が示されていること、操作手順等については、1.4.2.1(1)a.と同様であることを確認した。</p>

(b) 高圧注入ポンプによる炉心注水【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合において、充てんポンプによる炉心注水ができない場合、高圧注入ポンプによる炉心注水を行う手段であり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段であることを確認した。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、手順着手の判断基準を充てんポンプによる炉心への注水を充てんライン流量により確認できない場合としており、具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合において、充てんポンプによる炉心注水ができない場合、高圧注入ポンプによる炉心注水を行うものであり、判断基準である「充てんポンプによる炉心への注水の状況」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉容器内への注水量」であること、その監視項目のための計器が「充てんライン流量計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、燃料取替用水タンク水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水するものであり、系統構成、高圧注入ポンプの起動、冷却状態の確認、1次冷却システムのフィードアンドブリード移行の可否の判断など、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. 上記の中央制御室対応は運転員1名により操作を実施すること、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作における監視項目が「原子炉容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「加圧器水位計」等であることを確認した（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>上記の中央制御室対応は運転員1名により操作を実施すること、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

b. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、運転停止中のミッドループ運転中において、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、高圧注入ポンプによる炉心注水ができない場合、燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水を行うこと、そのための設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。 主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手判断基準は、高圧注入ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量により確認できない場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、系統構成を行い、燃料取替用水タンクの水頭圧を利用して炉心へ注水する手順であり、中央制御室で燃料取替用水タンクからの重力注水に必要な系統構成、中央制御室で余熱除去ポンプ入口弁等の開操作、原子炉の冷却状態の確認など、当該手順に必要な操作手順が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 上記の中央制御室対応は運転員 1 名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(b) 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水【技術的能力】

確認結果（伊方）
当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、高圧注入ポンプによる炉心注水ができない場合、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水を行うこと、このための設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。 また、高圧注入ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量により確認できない場合に当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 なお、操作手順等については、1.4.2.1(1)b.(a)と同様であることを確認した。

(c) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力】

確認結果（伊方）
当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水ができない場合、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行うこと、このための設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。 なお、当該手順の操作手順等については本対応は、1.4.2.1(1)b.(b)と同様であることを確認した。

(d) 蓄圧タンクによる炉心注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蓄圧タンクによる炉心注水を行うこと、そのための設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。 当該手順に用いる、主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	

確認事項	確認結果（伊方）
a. 判断基準	a. 当該手順の着手判断基準は、「高圧注入ポンプによる炉心注水を高圧注入ライン流量により確認できない場合において、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行うこととしているが、当該ポンプが使用不可又は準備等で炉心への注水に時間を要する場合」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、蓄圧タンクの出口弁開度調整により炉心へ注水する手順であり、中央制御室での蓄圧タンク出口弁の開度調整、炉心への注水の状況及び1次冷却系統の保有水量の確保確認など、当該手順に必要な操作手順が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 上記の中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員1名により操作を実施する。炉心注水開始までの作業を約20分で行うとしていることを確認した。

(e) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>なお、手順着手の判断基準、操作手順等については、1.4.2.1(1)b.(c)と同様であることを確認した。</p>

(f) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプ故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水ができない場合は、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水を行うとしていること、当該手順に用いる設備が「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。</p> <p>当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>また、操作手順等の対応については、1.4.2.1(1)b.(d)と同様であることを確認した。</p>

(g) 消防自動車による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプ故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合、消防自動車による炉心注水を行うとしていること、当該手順に用いる設備が「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。</p> <p>当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>また、操作手順等の対応については、1.4.2.1(1)b.(e)と同様であることを確認した。</p>

c. 代替再循環運転

(a) 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による再循環運転【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水後、格納容器再循環サンプ水位が確保され、再循環運転切替可能な水位となれば、再循環運転への切替操作を行うが、再循環運転への切替操作において、格納容器再循環サンプ隔離弁が開不能である場合、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による再循環運転での炉心注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>当該操作手順、手順着手の判断基準等については1.4.2.1(1)c.(a)と同様であることを確認した。</p>

(b) 格納器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転【有効性評価】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転での炉心注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>当該操作手順、手順着手の判断基準等については1.4.2.1(1)c.(b)と同様であることを確認した。</p>

d. 再循環運転

(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心への注水が実施できない場合、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>当該操作手順、手順着手の判断基準等については1.4.2.1(1)d.(a)と同様であることを確認した。</p>

(b) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時において、格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の冷却ができない場合、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>当該操作手順、手順着手の判断基準等については1.4.2.1(1)d.(b)と同様であることを確認した。</p>

e. 2次冷却系からの除熱（注水）

(a) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、2次冷却系からの除熱（注水）である補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

当該操作手順、手順着手の判断基準等については、1.4.2.2(1)a.(a)と同様であることを確認した。

(b) 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中に補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

当該操作手順、手順着手の判断基準等については、本対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(c) 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中に補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うとしていること、当該手順に用いる設備が「第1.4.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(d) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

なお、当該操作手順、手順着手の判断基準等については、1.4.2.2(1)a.(d)と同様であることを確認した。

(e) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水を行うとしていること、当該手順に用いる設備が「第1.4.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、1.4.2.2(1)a.(e)と同様であることを確認した。

(f) 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水ができない場合、消防自動車による蒸気発生器への注水を行うとしていること、当該手順に用いる設備が「第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、1.4.2.2(1)a.(f)と同様であることを確認した。

f. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）**(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出【技術的能力】**

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）である主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行うこと、このための設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

当該操作手順、手順着手の判断基準等については、1.4.2.2(1)b.(a)と同様であることを確認した。

(b) 主蒸気ダンプ弁による蒸気放出【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中に主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出手段が喪失した場合において、2次冷却系の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されている場合、主蒸気ダンプ弁による蒸気放出を行うとしていること、当該手順に用いる設備が「第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

g. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）を行うこと、このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、電動補助給水ポンプ、補助給水タンク等を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。

また、当該操作手順等は1.4.2.2(1)と同様であることを確認した。

h. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（1）手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>○運転停止中に崩壊熱除去機能が喪失した場合は、原子炉格納容器からの作業員の退避指示を行い、原子炉格納容器の隔離を行う。原子炉格納容器隔離弁閉止後に、蒸気発生器による冷却が可能であれば2次冷却系からの除熱による1次冷却材の冷却を優先する。</p> <p>（2次冷却系からの除熱に係る優先順位）</p> <p>a. 蒸気放出については主蒸気逃がし弁を用い、主蒸気逃がし弁が使用できない場合は主蒸気ダンプ弁が使用可能であれば主蒸気ダンプ弁を用いる。</p> <p>b. 蒸気発生器への注水については補助給水ポンプを用い、補助給水ポンプのうち、電源系統が健全であれば電動補助給水ポンプを優先して使用する。電動補助給水ポンプが使用できない場合はタービン動補助給水ポンプを使用する。補助給水ポンプが使用できない場合は電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器注水を行う。優先順位は、ポンプ容量の大きい電動主給水ポンプを優先し、次に蒸気発生器水張ポンプを使用する。</p> <p>c. 常設設備による蒸気発生器への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、作業完了が早い方の手段を選択する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水ができない場合に消防自動車を使用する。</p> <p>d. 2次冷却系からの除熱による1次冷却材の冷却効果がなくなり低温停止に移行する場合は、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）を行う。</p> <p>○蒸気発生器による冷却ができない場合は、炉心への注水操作を実施する。</p> <p>（炉心注水操作に係る優先順位）</p> <p>a. 常設設備の炉心注水として、中央制御室で操作可能である充てんポンプ、高圧注入ポンプによる炉心注水操作を行う。優先順位は系統構成の容易な充てんポンプを優先し、充てんポンプによる炉心注水が実施できない場合、高圧注入ポンプによる炉心注水を実施する。</p> <p>b. 高圧注入ポンプによる炉心注水が実施できない場合、中央制御室で操作可能である燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水を実施し、並行して現場で格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水の系統構成を行い、準備が完了すれば注水を実施する。</p> <p>c. 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水が実施できない場合、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施する。</p> <p>d. 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水に際して、それぞれのポンプ使用不可又は準備等で時間を要する場合には、蓄圧タンクによる炉心注水を実施する。</p> <p>e. 常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合に消防自動車を使用する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>○炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水し、格納容器再循環サンプ水位が確保された後、格納容器再循環サンプに水源を切替えて再循環運転を実施する場合の優先順位を以下に示す。</p> <p>a. 格納容器再循環サンプ隔離弁の開不能による余熱除去設備の再循環運転が不能であれば、運転員による格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循環運転を実施する。</p> <p>b. 余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の再循環運転が不能であれば、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）及び格納容器スプレイ冷却器（B）を用いた代替再循環運転を行う。</p> <p>c. 代替再循環運転ができない場合は、高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により格納容器内を冷却する。</p> <p>d. 格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する。</p>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水を行うこと、そのための設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針	<p>a. 当該手順では、<u>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去ループ流量にて確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、燃料取替用水タンク（重力注水）による代替炉心注水に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順について、原子炉補機冷却機能喪失時の燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水手順の概要は、1.4.2.3(1)b.(a)と同様であること、全交流動力電源喪失時の燃料取替用水タンクからの重力注水による炉心注水手順については、中央制御室及び現場で燃料取替用水タンクからの重力注水に必要な系統構成、現場で余熱除去ポンプ入口弁を調整開操作、重力注水による炉心注水、中央制御室で炉心への注水状況の確認など、当該手順に必要な操作手順が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では系統構成、余熱除去ポンプ入口弁の開操作、燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水を</u>中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 1 名の計 2 名により約 15 分で実施するとしており、<u>として</u>いることを確認した。</p>

(b) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

なお、外部電源及びディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合、若しくは原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位又は原子炉補機冷却水流量により確認できない場合において、余熱除去ポンプによる炉心注水を余熱除去ループ流量により確認できない場合に当該手順に着手するとしており、具体的な状態が示されていることを確認した。また、当該操作手順等については、1.4.2.1(1)b.(b)と同様であることを確認した。

(c) 蓄圧タンクによる炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合、蓄圧タンクによる炉心注水を行うこと、当該手順に用いる設備が「第1.4.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、1.4.2.3(1)b.(d)と同様であることを確認した。

(d) 充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を代替格納容器スプレイライン流量により確認できない場合に当該手順に着手するとしており、具体的な状態が示されていることを確認した。また、当該操作手順等については、1.4.2.1(2)a.(a)と同様であることを確認した。

(e) 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水ができない場合、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水を行うこと、当該手順に用いる設備が「第1.4.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、充てんポンプ（B、自己冷却式）の機能喪失により、原子炉への注水を確認できない場合において、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による代替炉心注水に着手するとしており、具体的な状態が示されていることを確認した。

この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の起動及び運転、原子炉への注水を計3名により約1時間10分で実施すること、操作手順等について、1.4.2.1(2)a.(c)と同様であることを確認した。

(f) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【技術的能力】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水を行うこと、このための設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

なお、当該操作手順等については、1.4.2.1(2)a.(d)と同様であることを確認した。

(g) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水ができない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水を行うこと、当該手順に用いる設備が「第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、1.4.2.1(2)a.(e)と同様であることを確認した。

(h) 消防自動車による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水ができない場合、消防自動車による炉心注水を行うこと、当該手順に用いる設備が「第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、1.4.2.1(1)b.(e)と同様であることを確認した。

(i) 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による炉心注水を行うこと、当該手順に用いる設備が「第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、1.4.2.1(2)a.(g)と同様であることを確認した。

b. 代替再循環運転

(a) 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【有効性評価】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行うこと、若しくは、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転が実施できない場合、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行うとしていること、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

なお、当該操作手順等については、1.4.2.1(2)b.(a)と同様であることを確認した。

(b) 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行うこと、当該手順に用いる設備が「第1.4.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、1.4.2.1(2)b.(b)と同様であることを確認した。

c. 2次冷却系からの除熱（注水）

(a) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

なお、全交流動力電源喪失時の電動補助給水ポンプの機能回復に関する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(b) 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うこと、当該手順に用いる設備が「第1.4.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備することを確認した。

(c) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

なお、当該操作手順等については、1.4.2.2(1)a.(d)と同様であることを確認した。

(d) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水を行うこと、当該手順に用いる設備が「第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、1.4.2.2(1)a.(e)と同様であることを確認した。

(e) 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水ができない場合、消防自動車による蒸気発生器への注水を行うこと、当該手順に用いる設備が「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、1.4.2.2(1)a.(f)と同様であることを確認した。

d. 主蒸気逃がし弁の機能回復

(a) 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【技術的能力】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、2次冷却系からの除熱が可能な場合、主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）を行うこと、このための設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

なお、当該操作手順等については、本対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(b) 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】

確認結果（伊方）

当該手順は、運転停止中において、主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合において、現場で人力による主蒸気逃がし弁の開操作を行うが、中央制御室からの遠隔操作により主蒸気逃がし弁の開度調整等を適宜実施することが運転員の負担軽減となることにより、主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を行うこと、当該手順に用いる設備が「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。

当該手順に用いる主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

また、操作手順等の対応については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

e. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）を行うこと、このための設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>なお、当該操作手順等については、1.4.2.2(1)c.と同様であることを確認した。</p>

f. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>○運転停止中にサポート系の故障により崩壊熱除去機能が喪失した場合の冷却手段について、以下に示す優先順位に従い実施することを確認した。</p> <p>a. 運転停止中に全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電装置からの受電準備をするとともに、原子炉格納容器からの作業員の退避指示を行い、原子炉格納容器の隔離を行う。原子炉格納容器隔離弁閉止後に、蒸気発生器による冷却が可能であれば、2次冷却系からの除熱による1次冷却材の冷却を優先する。</p> <p>b. 2次冷却系からの除熱として、蒸気放出については現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁の開操作を行うとともに、長期対応として主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を実施する。</p> <p>c. 蒸気発生器への注水については、補助給水ポンプによる注水を優先する。補助給水ポンプのうち、空冷式非常用発電装置からの受電が完了していれば、電動補助給水ポンプを優先して使用する。電動補助給水ポンプが使用できない場合はタービン動補助給水ポンプを使用する。ただし、タービン動補助給水ポンプは運転停止中の崩壊熱が多い運転停止時の前半の期間でしか使用できない。補助給水ポンプが使用できない場合は蒸気発生器代替注水ポンプを使用する。常設設備による蒸気発生器への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、作業完了が早い方の手段を選択する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水ができない場合に消防自動車を使用する。</p> <p>d. 2次冷却系からの除熱による1次冷却材の冷却効果もなくなり低温停止に移行する場合は、2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）を行う。</p> <p>e. 蒸気発生器による冷却ができない場合は、炉心への注水操作を実施する。まず、燃料取替用水タンクによる重力注水による炉心注水を行う。燃料取替用水タンクによる重力注水は多様性拡張設備であるが、電源回復しない場合でも注水が可能であるため優先して使用する。ただし、全交流動力電源喪失時においては現場での手動操作となり、流量調整等の制御が困難であることから、安全確保のため原子炉格納容器内作業員を退避させ、原子炉格納容器エアロックを閉止した後に実施する。</p> <p>f. 空冷式非常用発電装置から受電後は、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水を行う。各操作の優先順位は、現場での系統構成が容易な代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を優先する。代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合は、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行い、それができない場合は、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水を行う。</p> <p>g. 充てんポンプ（B、自己冷却式）、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水に際して、それぞれのポンプ使用不可又は準備等で時間を要する場合には、蓄圧タンクによる炉心注水を実施する。</p> <p>h. 常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・デ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水ができない場合に消防自動車を使用する。</p> <p>また、原子炉補機冷却機能喪失時は上記手段に加えて空調用冷水設備を使用した余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による代替炉心注水の手段がある。原子炉補機冷却機能喪失時は余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による炉心注水を優先して使用し、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による炉心注水が使用できなければ、全交流動力電源喪失時と同様の優先順位の手段にて対応する。</p> <p>○代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を炉心へ注水し、格納容器再循環サンプ水位が確保された後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて再循環運転を実施する場合の優先順位を以下に示す。</p> <p>a. 原子炉補機冷却機能喪失時は、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転により炉心へ注水するとともに、中型ポンプ車からの海水供給により、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。</p> <p>b. 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転ができない場合、中型ポンプ車から海水供給による高圧注入ポンプ（B）の補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転により炉心へ注水するとともに、中型ポンプ車からの海水供給により、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。</p>

(3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等【有効性評価】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、運転停止中において、原子炉格納容器内の雰囲気悪化等の場合に原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる手段であり、有効性評価（第 37 条）における崩壊熱除去機能喪失事象で解析上考慮している手段であること、重大事故対処設備等は用いないことを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、運転停止中に、全交流動力電源喪失等により余熱除去系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、若しくは線源領域中性子束高（C/V 退避）警報が発信した場合等には、原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順に着手するとしており、具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、全交流動力電源喪失等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は 1 次冷却材が流出による原子炉格納容器内の環境悪化若しくは 1 次冷却材の希釈事象が発生に伴う線源領域中性子束が上昇した際に、作業員を退避させる手順であり、判断基準である「原子炉冷却材の流出や線源領域中性子束高（C/V 退避）警報の発信」等をもって、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器高レンジエリアモニタ」等であることを確認した（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 中央制御室にてエバケーションアラーム等による退避指示、原子炉格納容器内巡視により原子炉格納容器内に作業員が残っていないことを確認するなど、当該手順に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、退避指示、作業員の退域確認、エアロック閉止作業を計 2 名により実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作における監視項目及び監視計器はないことを確認した。（「第 1.4.8 表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。</p>

確認事項	確認結果（伊方）
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。

1.4.2.4 格納容器隔離弁の閉止【有効性評価】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、1次冷却材ポンプシール部への封水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失した場合、1次冷却材ポンプシール部から原子炉格納容器外への1次冷却材の漏えい防止のため、1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の格納容器隔離弁の閉止を行う手段であり、有効性評価（第37条）における全交流電源喪失事象（停止中）で解析上考慮している手段であること、重大事故等対処設備等は用いないことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順着手の判断基準は、外部電源及びディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合。若しくは原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位又は原子炉補機冷却水流量により確認できない場合としており、具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合において、1次冷却材ポンプシール部への封水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失した場合、1次冷却材ポンプシール部から原子炉格納容器外への1次冷却材の漏えい防止のため、1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の格納容器隔離弁の閉止を行う手順であり、判断基準である「原子炉補機冷却機能の状態」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉補機冷却水流量」等であることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、空冷式非常用発電装置により電源が確保された場合、原子炉補機冷却機能喪失時の場合など、状況に応じた格納容器隔離弁閉止に係る手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、隔離弁等の電源が回復しない場合、現場対応は運転員2名により、格納容器隔離弁の閉止までの作業を約50分で実施するとしていること、退避指示、作業員の退域確認、エアロック閉止作業については計2名により実施するとしていることを確認した。 c. 当該手順操作における監視項目及び監視計器はないことを確認した。（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。

1.4.2.5 燃料の補給手順等

(1) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車への燃料（軽油）補給【有効性評価】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、EL. +32m又はEL. +10mにて中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を運転する場合の燃料（軽油）補給を行う手段であり、有効性評価（第37条）における格納容器過圧破損事象等で解析上考慮している手段であること、重大事故等対処設備として、中型ポンプ車、加圧ポンプ車等を用いること確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、中型ポンプ車の運転が必要と判断した場合に燃料補給に係る手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車への燃料補給に係る手順であり、判断基準である「中型ポンプ車の運転等」を起点として適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目がないことを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車への給油操作であり、活動場所に応じた給油方法や給油の頻度など、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、上記の現場対応は発電所災害対策本部要員6名により作業を実施する。燃料（軽油）補給開始までの作業を所要時間は約3時間35分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該手順操作における監視項目及び監視計器はないことを確認した。（「第1.4.8表 重大事故等対処に係る監視計器」参照）。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、 <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認した。

1.4.2.6 復旧に係る手順

確認結果（伊方）
<p>復旧に係る手順について、全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源から設計基準対処設備に給電し、起動及び十分な期間の運転を継続させること、水源（補助給水タンク又は燃料取替用水タンク）の枯渇等のおそれがある場合は、代替水源により水を供給するとしていること、全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備し、水源（補助給水タンク又は燃料取替用水タンク）の枯渇時等に関する手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備することを確認した。</p> <p>また、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は、1.4.2.1（2）サポート系故障時で示した手順で対応し、運転停止中に全交流動力電源喪失が発生した場合は、1.4.2.3（2）サポート系故障時で示した手順で対応することを確認した。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

分類	対応手段	設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由	
1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロント系故障時	代替炉心注水	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車 消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。	
	サポート系故障時	代替炉心注水	格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）、 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく、炉心注水として有効な手段となり得る。 消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
		代替炉心注水 代替再循環運転	余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）	常用系設備であるため、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、炉心注水として有効な手段となり得る。
		格納容器スプレイ	中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、常設設備と比べて短時間での注水は困難であるが、炉心注水の有効な手段となり得る。
			電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロント系故障時	2次冷却系からの除熱（注水）	電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ 常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。 蒸気発生器代替注水ポンプ 系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。	
			中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、炉心注水の有効な手段となり得る。
			電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
		2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	主蒸気ダンプ弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して代替設備となり得る。
		2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）	蒸気発生器代替注水ポンプ 系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。	
			中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、炉心注水の有効な手段となり得る。
			電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。
	サポート系故障時	2次冷却系からの除熱（注水）	蒸気発生器代替注水ポンプ 系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。	
		中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、炉心注水の有効な手段となり得る。	

			電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
		主蒸気逃がし弁の機能回復	代替空気供給装置	使用開始までに時間を要するものの、主蒸気逃がし弁の使用が長期にわたる場合において、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。
		2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）	蒸気発生器代替注水ポンプ	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
			中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、炉心注水の有効な手段となり得る。
			電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
運転停止中	代替炉心注水	蓄圧タンク	保有水量が限られているため、注水可能な期間は短い、代替炉心注水の手段となり得る。	
		燃料取替用水タンク（重力注水）	燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材の圧力を下回った場合は炉心へ注水できない可能性があるものの、比較的早い代替炉心注水の手段となり得る。	
		電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替炉心注水の手段となり得る。	
	フロント系故障時	2次冷却系からの除熱	電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
			蒸気発生器代替注水ポンプ	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
			中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
			電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
		2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	主蒸気ダンプ弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、主蒸気逃がし弁の故障に際して代替設備となり得る。
		2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）	蒸気発生器代替注水ポンプ	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る
			中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車		消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。	
	サポート系故障時	代替炉心注水	燃料取替用水タンク（重力注水）	燃料取替用水タンクの水頭圧が1次冷却材の圧力を下回った場合は炉心へ注水できない可能性があるものの、比較的早い代替炉心注水の手段となり得る。

			電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替炉心注水的手段となり得る。
			蓄圧タンク	保有水量が限られているため、注水可能な期間は短い、代替炉心注水的手段となり得る。
			格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく、炉心注水として有効な手段となり得る。
		代替炉心注水、代替再循環運転	余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）	常用系設備であるため、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は十分ではないものの、炉心注水等として有効な手段となり得る。
		2次冷却系からの除熱	蒸気発生器代替注水ポンプ	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
			中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。
			電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替炉心注水的手段となり得る。
		主蒸気逃がし弁の機能回復	代替空気供給装置	使用開始までに時間を要するものの、主蒸気逃がし弁の使用が長期にわたる場合において、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。
		2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）	蒸気発生器代替注水ポンプ	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。
			中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。。
			電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替炉心注水的手段となり得る。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.5及び設置許可基準規則第48条）

I	要求事項の整理	1.5-3
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.5-5
1.5.1	対応手段と設備の選定	1.5-5
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.5-5
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.5-5
1.5.2	重大事故等時の手順等	1.5-9
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.5-9
a.	第48条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.5-9
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.5-10
(2)	優先順位について	1.5-11
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.5-11
1.5.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.5-14
(1)	2次冷却系からの除熱（注水）	1.5-14
a.	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.5-14
b.	電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.5-14
c.	蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.5-14
d.	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.5-14
e.	消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.5-15
f.	消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.5-15
(2)	2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	1.5-15
a.	主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.5-15
b.	主蒸気ダンプ弁による蒸気放出【自主対策】	1.5-15
c.	主蒸気逃がし弁の機能回復（所内用空気圧縮機による代替空気供給）【自主対策】	1.5-16
d.	主蒸気逃がし弁の機能回復（中型ポンプ車を用いた補機冷却海水通水による制御用空気圧縮機（B）機能回復）【自主対策】	1.5-16
e.	主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】	1.5-17
(3)	格納容器内自然対流冷却	1.5-17
a.	中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）】	1.5-17
(4)	代替補機冷却	1.5-17
a.	中型ポンプ車による補機冷却海水通水【有効性評価（第37条）】	1.5-17
b.	空調用冷水ポンプによる余熱除去ポンプ（B）代替補機冷却【自主対策】	1.5-19
c.	海水取水用水中ポンプによる補機冷却海水通水【自主対策】	1.5-19
(5)	優先順位	1.5-20
1.5.2.2	サポート系故障時の手順等	1.5-21
(1)	2次冷却系からの除熱（注水）	1.5-21
a.	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】	1.5-21

b. 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】	1.5-21
c. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.5-21
d. 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.5-21
e. 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】	1.5-22
(2) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	1.5-22
a. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.5-22
b. 主蒸気逃がし弁の機能回復（中型ポンプ車を用いた補機冷却海水通水による制御用空気圧縮機（B）機能回復）【自主対策】	1.5-22
c. 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】	1.5-22
(3) 格納容器内自然対流冷却	1.5-23
a. 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）】	1.5-23
(4) 代替補機冷却	1.5-23
a. 中型ポンプ車による補機冷却海水通水【有効性評価（第37条）】	1.5-23
(5) 優先順位	1.5-23

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心損傷防止</p> <p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>

<設置許可基準規則第48条>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.2 全交流動力電源喪失	（フロントライン系故障時） ・主蒸気逃がし弁の機能回復（人力） ・中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容内自然対流冷却 ・中型ポンプ車による補機冷却海水通水 （サポート系故障時） ・主蒸気逃がし弁の機能回復（人力） ・中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 ・中型ポンプ車による補機冷却海水通水
3.11 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） 3.12 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	（フロントライン系故障時） ・中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容内自然対流冷却 （サポート系故障時） ・中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却
5.2 全交流動力電源喪失	（フロントライン系故障時） ・中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容内自然対流冷却 ・中型ポンプ車による補機冷却海水通水 （サポート系故障時） ・中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 ・中型ポンプ車による補機冷却海水通水

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項（以下「第48条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

1.5.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第45条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するため対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第48条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第48条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失原因対策分析の結果（「第1.5.1 図 機能喪失原因対策分析」参照）、フロントライン系の故障として、原子炉補機冷却海水設備である海水ポンプ又は原子炉補機冷却水設備である原子炉補機冷却水ポンプの故障を想定する。また、サポート系の故障として、全交流動力電源喪失を想定することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリ一の第1段目に記載される。</p> <p>2) 第48条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、静的機器である主配管の故障を除き網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.5.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第48条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備及び手順等の整備）</p> <p>第48条等の要求事項に対応するため、タービン動補助給水ポンプ等により蒸気発生器2次側へ給水するとともに、主蒸気逃がし弁から蒸気を放出する蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 主蒸気逃がし弁から蒸気を放出するとともに蒸気発生器2次側へ給水する2次冷却系のフィードアンドブリードを実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。</p> <p>③ 中型ポンプ車を用いて代替補機冷却を実施するための設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第48条等」で求められている手順	
規制要求事項	確認結果(伊方)
<p>【設備（配備）】※1</p> <p>第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>イ) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>ハ) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>ロ) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>二) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>要求事項イ) 及びロ) について、以下のとおり適合していることを確認した。</p> <p>○補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 要求事項 ロ)</p> <p>海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。</p> <p>要求事項 イ)</p> <p>当該手順で使用する設備のうち電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク及び蒸気発生器を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>○主蒸気逃がし弁の機能回復（人力） 要求事項 ロ)</p> <p>主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、制御用空気圧縮機への補機冷却水が喪失することにより制御用空気圧縮機が停止することで駆動用空気が喪失した場合は、中央制御室からの遠隔操作が不能となるため、主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）を行うとしていることを確認した。</p> <p>要求事項 イ)</p> <p>当該手順で使用する設備のうち、主蒸気逃がし弁（人力）を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>なお、要求事項のうち 二) について、格納容器圧力逃がし装置を整備しないとしていること ハ) については、第48条における設備の設計方針にて確認する。</p>

<p>【技術的能力】※³</p>	<p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心損傷防止</p> <p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上でタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>	<p>上欄参照。</p>	
-----------------------------	---	--------------	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第48条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.5

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」、「中型ポンプ車による補機冷却海水通水による代替補機冷却」等に係る手順を整備するとしていることを確認した。

1.5.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 第48条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第48条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.5.2.1(1)a.、(2)a.、1.5.2.2(2)a.に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第48条等に基づく要求事項に対応するため、その対策として2次冷却系のフィードアンドブリード[※]を実施するとし、そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故防止設備として位置付けるとしていることを確認した。 ※2次系のフィードアンドブリードは、「補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水」及び「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」の手順による。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等 1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、補助給水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施するとしていることを確認した。</p> <p>b. 「主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）」のための手順 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確認された場合には、主蒸気逃がし弁による蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計3名により約20分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>③作業環境等 a) 現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、d) 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.5.2.1(2)a.、(3)a.、1.5.2.2(2)a.、(3)a.に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要となる以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 2次冷却系のフィードアンドブリードを実施。そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 格納容器内自然対流冷却を実施。そのため、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 代替補機冷却を実施。そのため、中型ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」のための手順</p> <p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成、格納容器再循環ユニット（A及びB）への通水作業等を計13名により約2時間50分で実施する。</p> <p>b. 「主蒸気逃がし弁の機能回復（中型ポンプ車を用いた補機冷却海水通水による制御用空気圧縮機（B）機能回復）」のための手順</p> <p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、中型ポンプ車による補機冷却海水通水による代替補機冷却の手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成等を計11名により約2時間50分で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 中型ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成、通水作業の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、d) 中型ポンプ車の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>第48条等に基づき、フロントライン系故障時及びサポート系故障時の手順について、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容については1.5. 2.1(5)、1.5.2.2 (5) に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>自主的な対策として、フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備していることから、確認結果についても、(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等、(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.5.2.1(1)b.～f.、(2)b.～e.、(4)b.、c. に示す。</p> <p>①対策と設備 最終ヒートシンクへ熱を輸送するフロントライン系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順 補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>b. 「蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水」のための手順 補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合には、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計8名により、約2時間15分で実施する。</p> <p>c. 「主蒸気逃がし弁の機能回復（所内用空気圧縮機による代替空気供給）」のための手順 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、制御用圧縮空気が供給されない場合には、所内用空気圧縮機による代替空気供給に着手する。この手順は、通常の運転操作により実施する。</p> <p>d. 「主蒸気ダンプ弁による蒸気放出」のための手順 主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が受電され、復水器の真空度が維持されている場合には、主蒸気ダンプ弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>e. 「空調用冷水ポンプによる余熱除去ポンプ（B）代替補機冷却」のための手順 <u>原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、非常用炉心冷却設備作動信号が発信している場合には、空調用冷水ポンプによる余熱除去ポンプ（B）代替補機冷却に着手する。この手順では、系統構成、通水作業等を計2名により、約30分で実施する。</u></p> <p>（2）サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果について以下のとおり。具体的な確認結果については、1.5.2.2(1)、(2)b.、c.に示す。</p> <p>①対策と設備 <u>最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照）を用いた主な手順は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水」 <u>補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水ができない場合には、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計8名により約2時間15分で実施する。</u></p> <p>b. 「主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）」 <u>主蒸気逃がし弁の現場での人力による調整が長期にわたり必要な場合、代替空気供給装置による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する。また、この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計5名により、約2時間35分で実施する。</u></p> <p>c. 「中型ポンプ車による補機冷却海水通水」 <u>長期的に制御用圧縮空気が必要と判断した場合には、制御用空気圧縮機（B、海水冷却）の中型ポンプ車を用いた海水冷却に着手する。この手順では、中型ポンプ車の配置、ホースの接続等を計11名により約2時間45分で実施する。</u></p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 2次冷却系からの除熱（注水）

a. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>「2次冷却系のフィードアンドブリード」のうち、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を実施するとし、そのため、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク等を重大事故防止設備として位置付けるとしていることを確認した。</p> <p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、補助給水タンクの水位が確保されている場合には、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを用いた蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施するとしていることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

b. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>補助給水ポンプが使用できない場合には、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施するとしていることを確認した。</p> <p>そのための多様性拡張設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

c. 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。そのための多様性拡張設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

d. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。そのための多様性拡張設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

e. 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。

そのための多様性拡張設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

f. 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水ができない場合、消防自動車による蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。

そのための多様性拡張設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(2) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

a. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）

「2次冷却系のフィードアンドブリード」のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）を実施するとし、そのため、主蒸気逃がし弁等を重大事故防止設備として位置付けることを確認した。

海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確認された場合には、主蒸気逃がし弁による蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計3名により約20分で実施するとしていることを確認した。

これらの対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 主蒸気ダンプ弁による蒸気放出【自主対策】

確認結果（伊方）

主蒸気逃がし弁による蒸気放出が確認できない場合であって、外部電源が受電され、復水器の真空度が維持されている場合には、主蒸気ダンプ弁による蒸気放出に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施するとしていることを確認した。このための多様性拡張設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

c. 主蒸気逃がし弁の機能回復（所内用空気圧縮機による代替空気供給）【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	主蒸気逃がし弁の機能回復（所内用空気圧縮機による代替空気供給）を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、制御用圧縮空気が供給されない場合には、所内用空気圧縮機による代替空気供給に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、主蒸気逃がし弁に所内用空気圧縮機により駆動用空気を供給し、主蒸気逃がし弁を開操作する手順であり、「第 1.5.2 図 主蒸気逃がし弁の機能回復（所内用空気圧縮機による代替空気供給） タイムチャート」等を踏まえ、現場で系統構成を実施後、所内用空気圧縮機からの代替空気を供給を行う等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順は、通常の運転操作により運転員 1 名で操作を実施する。代替空気供給開始までの所要時間は約 20 分と想定するとしていることを確認した。

d. 主蒸気逃がし弁の機能回復（中型ポンプ車を用いた補機冷却海水通水による制御用空気圧縮機（B）機能回復）【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	主蒸気逃がし弁の機能回復（中型ポンプ車を用いた補機冷却海水通水による制御用空気圧縮機（B）機能回復）を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 駆動用空気喪失時において、中央制御室からの主蒸気逃がし弁の開操作ができない場合で、主蒸気逃がし弁の現場での人力による調整が長期にわたり必要である場合当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、中型ポンプ車を使用して、制御用空気圧縮機（B）の補機冷却用配管に海水を通水し、制御用空気圧縮機（B）の機能を回復することにより制御用空気圧縮機（B）から駆動用空気を供給することで主蒸気逃がし弁の機能を回復する手順であり、「第 1.5.4 図 主蒸気逃がし弁の機能回復（中型ポンプ車を用いた補機冷却海水通水による制御用空気圧縮機（B）機能回復） タイムチャート」等を踏まえ、海水通水のため系統構成、現場で送水ホースの敷設及び接続、中型ポンプ車の起動、中央制御室で制御用空気圧縮機（B）の起動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順は、上記の中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名及び発電所災害対策本部要員 8 名により作業を実施する。補機冷却海水通水開始までの所要時間約 2 時間 45 分と想定するとしていることを確認した。

e. 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>主蒸気逃がし弁の駆動用空気が喪失した場合において、現場で人力による主蒸気逃がし弁の開操作を行うが、中央制御室からの遠隔操作により主蒸気逃がし弁の開度調整等を適宜実施することが運転員の負担軽減となることにより、代替空気供給装置を用いた主蒸気逃がし弁の機能回復を行うとしていることを確認した。</p> <p>当該手順は、主蒸気逃がし弁に代替空気供給装置により駆動用空気を供給し、主蒸気逃がし弁を開操作するものであり、このための多様性拡張設備が、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(3) 格納容器内自然対流冷却

a. 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）
<p>格納容器内自然対流冷却を実施。そのため、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付ける」としていることを確認した。</p> <p>海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成、格納容器再循環ユニット（A及びB）への通水作業等を計13名により約2時間50分で実施する」としていることを確認した。</p> <p>本対応は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(4) 代替補機冷却

a. 中型ポンプ車による補機冷却海水通水【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、中型ポンプ車による補機冷却海水通水を行う。当該手順で使用する設備のうち、中型ポンプ車、軽油タンク、ミニローリーを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等	<p>a. 原子炉補機冷却海水設備による冷却機能を原子炉補機冷却水冷却器海水出口流量により確認出来ない場合又は原子炉補機冷却水サージタンク水位若しくは原子炉補機冷却水流量により確認できない場合に当該手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、中型ポンプ車による補機冷却海水通水を行うものであり、判断基準である「原子炉補機冷却水サージタンク水位」等を監視することにより適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「原子炉補機冷却水サージタンク水位」等は、原子炉補機冷却水サージタンク水位計等で監視することとしており、それが、「第1.5.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等	<p>a. 当該操作手順は、中型ポンプ車により高圧注入ポンプ（B）、制御用空気圧縮機（B）及び格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器に補機冷却水（海水）を通水する手順であり、必要な手段が示されていることを確認した</p> <p>b. 上記の中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名及び発電所災害対策本部要員8名により作業を実施する。補機冷却海水通水開始までの所要時間は約2時間50分と想定するとしていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（伊方）
c. 操作機器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.5.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な通信手段を整備していることを確認した。 c. ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように中型ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備するとしていること、屋内作業の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないとしていることを確認した。

b. 空調用冷水ポンプによる余熱除去ポンプ（B）代替補機冷却【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合において、余熱除去ポンプによる炉心へ注水する機能が喪失した場合、空調用冷水ポンプによる余熱除去ポンプ（B）代替補機冷却を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.5.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、非常用炉心冷却設備作動信号が発信している場合には、空調用冷水ポンプによる余熱除去ポンプ（B）代替補機冷却に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は空調用冷水系が健全な場合、系統構成を行い、空調用冷水ポンプにより余熱除去ポンプ（B）に補機冷却水（空調用冷水）を通水し機能を回復する手順であり、「第 1.5.7 図 空調用冷水ポンプによる余熱除去ポンプ（B）代替補機冷却 タイムチャート」等を踏まえ、現場でのホース接続及び系統構成、空調用冷水の通水開始、冷却水の通水状況確認方法等当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、系統構成、通水作業等を計 2 名により、約 30 分で実施するとしていることを確認した。

c. 海水取水用水中ポンプによる補機冷却海水通水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	海水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却海水設備による冷却機能が喪失した場合、海水取水用水中ポンプによる補機冷却海水通水を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.5.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 海水ポンプの全台故障時において、発電所災害対策本部要員による対応人数が確保できた場合に当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、運転員及び発電所災害対策本部要員による対応人数が確保できれば海水取水用水中ポンプにて海水を原子炉補機冷却海水系へ通水する手順であり、「第 1.5.9 図 海水取水用水中ポンプによる補機冷却海水通水 タイムチャート」等を踏まえ、現場で系統構成、海水取水用水中ポンプの設置、ホースの敷設、海水取水用水中ポンプの起動等、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 上記の対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名及び発電所災害対策本部要員 20 名により作業を実施する。補機冷却海水通水開始までの所要時間は約 14 時間 25 分と想定するとしていることを確認した。

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時に、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段である2次冷却系からの除熱機能による1次冷却材の冷却のため、蒸気発生器へ注水する手段の優先順位を以下のとおりとしていることを確認した。（第1.5.10 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能喪失に対する対応手順（フロントライン系故障）参照）</p> <p>蒸気発生器への注水は、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ、蒸気発生器代替注水ポンプの順である。電動補助給水ポンプとタービン動補助給水ポンプの優先順位は、外部電源が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。</p> <p>補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水手段が喪失した場合は、ポンプ容量の大きい電動主給水ポンプを優先し、電動主給水ポンプが使用できなければ蒸気発生器水張ポンプを使用する。電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプと蒸気発生器代替注水ポンプは、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択し、蒸気発生器への注水を行う。</p> <p>常設設備による蒸気発生器への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、作業完了が早い方の手段を選択する。</p> <p>蒸気放出について、フロントライン系故障時には補機冷却水が喪失するため、制御用空気圧縮機の機能が喪失する。そのため、現場での主蒸気逃がし弁手動開操作により行う。なお、2次系設備である所内用空気圧縮機が運転中であれば、所内用空気圧縮機による代替制御用空気を供給し、中央操作で主蒸気逃がし弁を使用する。中央操作での主蒸気逃がし弁が使用できない場合は、2次冷却系統の設備が運転中であり、復水器の真空が維持されていれば、中央操作で主蒸気ダンプ弁を使用する。</p> <p>代替空気供給による主蒸気逃がし弁の機能回復操作は長期的な事故対応における運転員の負担軽減の手段であり、本操作は必須ではなく、緊急時の対応操作に影響はない。</p>

1.5.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 2次冷却系からの除熱（注水）

a. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水【技術的能力】

確認結果（伊方）

全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。そのための設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。

これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した

b. 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水ができない場合には、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水に着手する。この手順では、系統構成、蒸気発生器代替注水ポンプの起動、蒸気発生器への注水を計8名により約2時間15分で実施する」としていることを確認した。そのための多様性拡張設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

本対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

c. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。そのための多様性拡張設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した

d. 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。そのための多様性拡張設備が、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した

e. 消防自動車による蒸気発生器への注水【自主対策】

確認結果（伊方）

全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水ができない場合消防自動車による蒸気発生器への注水を行うとしていることを確認した。そのための多様性拡張設備が、「第 1.5.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した

(2) 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

a. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】

確認結果（伊方）

「2次冷却系のフィードアンドブリード」のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）を実施するとし、そのため、主蒸気逃がし弁等を重大事故防止設備として位置付けるとしていることを確認した。
海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ等の故障により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した際に、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確認された場合には、主蒸気逃がし弁による蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）の手順に着手する。この手順では、現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作等を計 3 名により約 20 分で実施するとしていることを確認した。
これらの対応は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 主蒸気逃がし弁の機能回復（中型ポンプ車を用いた補機冷却海水通水による制御用空気圧縮機（B）機能回復）【自主対策】

確認結果（伊方）

長期的に制御用圧縮空気が必要と判断した場合には、制御用空気圧縮機（B、海水冷却）の中型ポンプ車を用いた海水冷却に着手する。この手順では、中型ポンプ車の配置、ホースの接続等を計 11 名により約 2 時間 45 分で実施するとしていることを確認した。
主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
これらの操作手順については、本対応は、1.5.2.1 (2) d. と同様としていることを確認した。

c. 主蒸気逃がし弁の機能回復（代替空気供給）【自主対策】

確認結果（伊方）

主蒸気逃がし弁の現場での人力による調整が長期にわたり必要な場合、代替空気供給装置による主蒸気逃がし弁の機能回復手順に着手する。また、この手順では、系統構成、主蒸気逃がし弁の開操作等を計 5 名により、約 2 時間 35 分で実施するとしていることを確認した。そのための多様性拡張設備が、「第 1.5.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。本対応は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(3) 格納容器内自然対流冷却

a. 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）
格納容器内自然対流冷却を実施。そのため、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付ける」としていることを確認した。
海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成、格納容器再循環ユニット（A及びB）への通水作業等を計13名により約2時間50分で実施する」としていることを確認した。
これらの操作手順については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(4) 代替補機冷却

a. 中型ポンプ車による補機冷却海水通水【有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）
代替補機冷却を実施。そのため、中型ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備する。
海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合には、中型ポンプ車による補機冷却海水通水による代替補機冷却の手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車の配置、ホースの接続等、系統構成等を計11名により約2時間50分で実施する」としていることを確認した。
これらの操作手順は1.5.2.1(4)a.と同様としていることを確認した。

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時として、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段である2次冷却系からの除熱機能による1次冷却材の冷却のため、蒸気発生器へ注水する優先順位を以下のとおりとしていることを確認した。(第1.5.10 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能喪失に対する対応手順（サポート系故障）参照)</p> <p>蒸気発生器へ注水する優先順位は、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプの順である。</p> <p>空冷式非常用発電装置からの受電前は、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。空冷式非常用発電装置からの給電により、非常用母線が復旧すれば電動補助給水ポンプの運転が可能となるが、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用し、その後、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。</p> <p>補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。</p> <p>常設設備による蒸気発生器への注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、作業完了が早い方の手段を選択する。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
2次冷却系からの除熱（注水）	電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ等	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、補助給水ポンプの代替手段となり得る。	
	蒸気発生器代替注水ポンプ	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、補助給水ポンプの故障に際して、2次冷却系からの除熱による長期的な事故収束のための設備となり得る。	
	中型ポンプ、加圧ポンプ、軽油タンク、ミニローリー	接続作業等に時間を要するため、短時間での確実な注水は困難であるが、水源を特定しない代替手段になり得る。	
	電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼セ氏が十分でないが、代替手段になり得る。	
2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	主蒸気ダンプ弁	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、主蒸気逃がし弁の代替手段となり得る。	
	所内用空気圧縮機	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。	
	代替空気供給装置	初期対応は、現場で人力により弁操作を行う必要があるが、その使用が長期にわたる場合において、使用開始までに時間を要するものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。	
	制御用空気圧縮機（B、海水冷却）	系統構成に時間を要するものの、中央制御室からの遠隔操作により、主蒸気逃がし弁の機能を回復させる設備となり得る。	
代替補機冷却	空調用冷水ポンプ（余熱除去ポンプB冷却用）	常用系設備であるため、重大事故等対処設備として想定されるプラント状況において使用することは困難であるものの、原子炉補機冷却水の代替手段となり得る。	
	海水取水用水中ポンプ	使用開始までに時間を要するが、長期にわたる補機冷却海水の通水手段となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.6及び設置許可基準規則第49条）

I	要求事項の整理	1.6-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.6-4
1.6.1	対応手段と設備の選定	1.6-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.6-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.6-5
1.6.2	重大事故等時の手順等	1.6-9
1.6.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.6-14
(1)	格納容器内自然対流冷却	1.6-14
a.	格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第49条等）】	1.6-14
b.	格納容器再循環ファンによる格納容器内自然対流冷却【自主対策】	1.6-15
(2)	代替格納容器スプレイ	1.6-15
a.	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力（第49条等）】	1.6-15
b.	電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.6-16
c.	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.6-16
d.	消防自動車による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.6-17
(3)	優先順位	1.6-17
1.6.2.2	サポート系故障時の手順等	1.6-18
(1)	格納容器内自然対流冷却	1.6-18
a.	中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第49条等）】	1.6-18
(2)	代替格納容器スプレイ	1.6-19
a.	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力（第49条等）】	1.6-19
b.	格納容器スプレイポンプ(B、自己冷却式)による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.6-20
(3)	優先順位	1.6-20

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉格納容器内の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること</p>

<設置許可基準規則第49条>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）</p> <p>第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>（2）兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.2 全交流動力電源喪失	・（炉心損傷防止・サポート系故障時における）中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却
2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 2.7 ECCS再循環機能喪失	・（炉心損傷防止・フロントライン系故障時における）格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却
3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） 3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・（格納容器破損防止・サポート系故障時における）中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 ・（格納容器破損防止・サポート系故障時における）代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ
5.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去システムの故障による停止） 5.3 原子炉冷却材の流出	・（炉心損傷防止・フロントライン系故障時における）中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却
5.2 全交流動力電源喪失	・（炉心損傷防止・サポート系故障時における）中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.6.1 対応手段と設備の選定

原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、①第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第49条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉格納容器スプレイ設備による冷却機能を有する設計基準事故対処設備が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止し、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第49条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第49条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第49条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.6.1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系の故障として、1次冷却材喪失事象（大破断）時における原子炉格納容器スプレイ設備の故障を想定すること、また、サポート系の故障として全交流電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、静的機器である主配管故障を除き網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.6.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第49条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」とおり。</p> <p>第49条等に基づく要求事項に対応するために、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>①格納容器再循環ユニット（A及びB）等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 代替格納容器スプレイポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。</p> <p>また、第49条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>①格納容器再循環ユニット（A及びB）等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 代替格納容器スプレイポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第49条等」で求められている手順		確認結果
要求概要		
<p>【設備（配備）】※¹</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(2) 兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p> <p>(【設備（措置）】※²は要求事項になし)</p>		<p>設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器再循環ユニット（A及びB）等による格納容器内自然対流冷却を実施するための設備、代替格納容器スプレイポンプ等による代替格納容器スプレイを実施するための設備を配備する方針であることを確認した。</p> <p>→ 多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることについての具体的な確認は、設備審査確認事項へ</p>
<p>【技術的能力】※³</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること</p>		<p>炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 格納容器自然対流冷却</p> <p>b. 代替格納容器スプレイ</p> <p>具体的には、上記の対応手段について、フロントライン系及びフロントライン系を使用するために必要なサポート系の故障時に区分し、重大事故等対処設備を用いた以下の手段を整備する方針であることを確認した。</p> <p>①フロントライン系故障時</p> <p>○「格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」 格納容器再循環ユニット（A及びB）に原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。</p> <p>○「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」 格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより、原子炉格納容器へスプレイする手段を整備する。</p> <p>②サポート系故障（全交流電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失）時</p> <p>○「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」 格納容器内圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより、原子炉格納容器へスプレイする手段を整備する。</p> <p>○「中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」 格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上となれば、格納容器再循環ユニット（A及びB）に中型ポンプ車により海水を通水し、格納</p>

容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第49条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.6

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」

「中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」

「代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ」

1.6.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第49条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(1) 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.6.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第49条等に基づく要求事項に対応するために、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 格納容器内自然対流冷却。そのため、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 代替格納容器スプレイ。そのため、代替格納容器スプレイポンプ等を新たに重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.6.5表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」のための手順</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa[gage]）以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器へ注水できない場合には、格納容器再循環ユニット（A及びB）を用いる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計3名により約60分で実施する。</p> <p>b. 「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa[gage]）以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器へ注水されない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計5名により約29分で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>上記で選定した手順について、a)手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、系統構成、格納容器再循環ユニット（A及びB）への通水作業等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、e)緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1)に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(2) 第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な確認内容については、表2のとおり。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために必要となる以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備している。 a. 代替格納容器スプレイ。そのため、代替格納容器スプレイポンプ等を新たに重大事故等対処設備として整備する。 b. 格納容器内自然対流冷却。そのため、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、中型ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等 申請者は、1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。 a. 「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、1次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（283kPa[gage]）以上であって、さらに原子炉格納容器へ注水されない場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計5名により約29分で実施する。 b. 「中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」のための手順 全交流動力電源又は原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合には、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニット（A及びB）への通水作業等を計13名により約2時間50分で実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、a) 手順の判定基準が明確であること、b) 格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイ等について、可搬型ホースの運搬、接続作業等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、e) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、規制委員会は、申請者が①に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>2. 優先順位について 1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>手順等における優先順位については、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器自然対流冷却を優先することを確認した。</p> <p>ただし、格納容器内自然対流冷却の手段では格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないと格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が作動しないことから、並行して代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上となれば、代替格納容器スプレイを行うこととしていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容については、1.6.2.1以降のとおり。</p>
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について 1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための多様性拡張設備及び手順等を整備することから、確認結果についても、（1）フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等、（2）サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>（1）フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「格納容器再循環ファンによる格納容器内自然対流冷却（運転可能な場合）」のための手順 炉心損傷前において、格納容器雰囲気の状態に応じて、格納容器再循環ファンの運転が可能な場合には、格納容器再循環ファンによる格納容器内自然対流冷却に着手する。この手順は通常の運転操作により実施する。</p> <p>b. 「電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ」のための手順 格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上であり、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計6名により約45分で実施する。</p> <p>c. 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ」のための手順 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水が必要となった場合には、併せて中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、系統構成、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施する。</p> <p>d. 「消防自動車による代替格納容器スプレイ」のための手順 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消火ポンプ等による格納容器スプレイができない場合には、消防自動車による代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、系統構成、消防自動車の起動等を計11名により約1時間20分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.6.2.2以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイ」のための手順 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の起動等を計3名により約1時間5分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.6.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.6.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 格納容器内自然対流冷却

a. 格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第49条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため、格納容器内自然対流冷却を実施する。格納容器内自然対流冷却で使用する設備のうち、格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）、海水ポンプ及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.6 の解釈 1 (1) 及び(2)にて求められている「炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」及び「原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等」として、 <u>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(127kPa[gage])以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注入できない場合には、格納容器再循環ユニット（A及びBを用いる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注入できない」ことを格納容器内への注水量等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「格納容器圧力」は、格納容器内圧力計（広域）、格納容器内圧力計（AM）で、「格納容器内への注水量」は、格納容器スプレイラインB積算流量計、格納容器スプレイライン流量計で監視することとしており、それが、「第 1.6.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、格納容器再循環ユニット（A及びB）に原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う手順であり、「第 1.7.3 図 格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 タイムチャート」等を踏まえ、原子炉補機冷却系の加圧等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計3名により約60分で実施する</u> ことを確認した。設置許可基準 37 条（有効性評価）の「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「2.7 ECCS 再循環機能喪失」においては、作業に必要な要員数を計3名により事象発生から約4.5時間に開始すると評価していることから、必要な人数を確保されるとともに、十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u> を確認した。具体的には、操作に係るアクセスルート、操作場所に高線量の区域はないこと、室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。 <u>以上については、補足説明資料(添付資料 1.7.4)において、操作の成立性について示されている。</u>

以上の手順については、「1.7 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

b. 格納容器再循環ファンによる格納容器内自然対流冷却【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	格納容器雰囲気の状態に応じて、格納容器再循環ファンの運転が可能な場合には、格納容器再循環ファンによる格納容器内自然対流冷却を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. 当該手順は、炉心損傷前において、格納容器雰囲気の状態に応じて、格納容器再循環ファンの運転が可能な場合には、格納容器再循環ファンによる格納容器内自然対流冷却に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 格納容器再循環ファンの起動操作は、中央制御室での遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により実施することを確認した。 c. 当該手順については、中央制御室での遠隔操作が可能であることを確認した。

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力（第 49 条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため、代替格納容器スプレイを実施する。代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.6 の解釈 1 (1)a にて求められている「炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」として、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(127kPa[gage])以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注入できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注入できない」ことを格納容器内への注水量等で、「格納容器圧力が低下しない」ことを格納容器内の圧力等で確認をすることにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「格納容器圧力」は格納容器内圧力計（広域）、格納容器内圧力計（AM）で、「格納容器内への注水量」は格納容器スプレイラインB積算流量計、格納容器スプレイライン流量計で、「格納容器内の温度」は格納容器内温度計でそれぞれ監視することとしており、それが、「第 1.6.5 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第 1.6.3 図 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、空冷式非常用発電装置の起動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び運転、格納容器への通水を計 5 名により約 29 分で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.6.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。具体的には、操作に係るアクセスルー

確認事項	確認結果（伊方）
	<p>ト、操作場所に高線量の区域はないこと、室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。 以上については、補足説明資料(添付資料1.6.4)において、操作の成立性として示されている。</p>

b. 電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順の着手は、格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上であり、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水タンクを水源とし、電動消火ポンプ等により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第1.6.7図 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、系統構成、ディスタンスピース取替等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作について、「この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計6名により約45分で実施する」と確認した。</p>

c. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順の着手は、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できず、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水が必要となった場合には、併せて中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイの準備に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、使用可能な淡水タンク等（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク、燃料検査ピット）がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第1.6.5図 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の準備、ディスタンスピース取替等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作について、「この手順では、系統構成、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施する」と確認した。</p>

d. 消防自動車による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順の着手は、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できず、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水が必要となった場合で、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消ポンプ等による格納容器スプレイができない場合に準備に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、使用可能な淡水タンク等（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク、燃料検査ピット）がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とし、可搬型設備である消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第1.6.9図 消防自動車による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、消防自動車の準備、ディスタンスピース取替等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作について、この手順では、系統構成、消防自動車の起動等を計11名により約1時間20分で実施することを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の手順の優先順位を(1)、(2)の順に設定して明確化していることを確認した。</p> <p>具体的には、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の手段では格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないと格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が作動しないことから、並行して代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上となれば、代替格納容器スプレイを行うこととしていることを確認した。</p>

1.6.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 格納容器内自然対流冷却

a. 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第49条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却を実施する。格納容器内自然対流冷却で使用する設備のうち、格納容器再循環ユニット（A及びB）、中型ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 「重大事故等防止技術的能力基準解釈 1.6 の 1 (1) 及び(2)」にて求められている「炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」及び「原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等」として、 <u>全交流動力電源又は原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合には、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が明確であることを確認した。 b. 判断基準である「全交流動力電源が喪失したこと」ことを非常用高圧母線電圧等で、「原子炉補機冷却水系の機能が喪失した」ことを原子炉補機冷却水サージタンク水位で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「全交流動力電源喪失」は、ディーゼル発電機 A, B 電圧計等で、「原子炉補機冷却水系の機能が喪失」は、原子炉補機冷却水サージタンク水位計で監視することとしており、それが、「第 1.7.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、中型ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水の準備を行い、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力（0.127MPa[gage]）以上となれば、格納容器再循環ユニット（A及びB）に中型ポンプ車により海水を通水して格納容器内自然対流冷却を行う手順であり、「第 1.7.6 図 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 タイムチャート」等を踏まえ、中型ポンプ車準備等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニット（A及びB）への通水作業等を計 13 名により約 2 時間 50 分で実施する</u> ことを確認した。設置許可基準 37 条（有効性評価）の「3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）格納容器過圧破損」においては、作業に必要な要員数を計 12 名により事象発生から約 24 時間後に開始すると評価していることから、必要な人数が確保されているとともに、十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。なお、有効性評価の「2.2 全交流動力電源喪失」及び「5.2 全交流動力電源喪失」においては、長期対策として本手順による格納容器内自然対流冷却を実施するとしており、事象発生からそれぞれ約 75 時間後、約 35 時間後と評価している。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。具体的には、円滑に作業できるようアクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明を整備することを確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u> を確認した。具体的には、操作に係るアクセスルート、操作場所に高線量の区域はないこと、ディスタンスピース取替については、一般的なフランジ接続作業と同等であり、容易に作業できること、また、速やかに作業ができるよう使用する工具は作業場所近傍に配備すること、ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように中型ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備すること、屋内作業の室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。 <u>以上については、補足説明資料（添付資料 1.7.6）において、操作の成立性について示されている。</u>

以上の手順については、「1.7 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ【技術的能力（第49条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させるため、代替格納容器スプレイを実施する。代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 「重大事故等防止技術的能力基準解釈 1.6 の 1 (1) 及び(2)」にて求められている「炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」及び「原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等」として、 <u>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、1次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（283kPa[gage]）以上であって、さらに原子炉格納容器へ注水されない場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する</u> ことを確認し、手順着手の判断基準が明確であることを確認した。 b. 判断基準である「全交流動力電源が喪失したこと」ことを非常用高圧母線電圧等で、「原子炉補機冷却水系の機能が喪失した」ことを原子炉補機冷却水サージタンク水位で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「全交流動力電源喪失」は、ディーゼル発電機 A, B 電圧計等で、「原子炉補機冷却水系の機能が喪失」は、原子炉補機冷却水サージタンク水位計で監視することとしており、それが、「第 1.7.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第 1.6.3 図 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、空冷式非常用発電装置の起動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び運転、格納容器への通水を計 5 名により約 29 分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.2.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u> を確認した。具体的には、操作に係るアクセスルート、操作場所に高線量の区域はないこと、室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。 <u>以上については、補足説明資料(添付資料 1.6.4)において、操作の成立性について示されている。</u>

b. 格納容器スプレイポンプ(B、自己冷却式)による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順の着手は、上記(2)a.の代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器が注水できない場合には、格納容器スプレイポンプ(B、自己冷却式)による代替格納容器スプレイに着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、格納容器内圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上となれば、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第 1.6. 7 図 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、ホース接続、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作について、「この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の起動等を計 3 名により約 1 時間 5 分で実施する」としていることを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の手順の優先順位を(1)、(2)の順に設定して明確化していることを確認した。</p> <p>具体的には、フロントライン系故障と同様、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却の手段を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の手段では、格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないと格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が作動しないことから、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力（0.127MPa[gage]）以上となれば、代替格納容器スプレイポンプの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上にて、代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>代替格納容器スプレイの手段は、代替格納容器スプレイ 1.6-40 ポンプを優先し、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合は、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）を使用していることを確認した。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

項目	手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
フロントライン系 故障時の手順	格納容器再循環ファンによる格納容器内 自然対流冷却（炉心損傷前）	格納容器再循環ファン	原子炉格納容器内の空気を強制的に循環できるため、格納容器内の 温度の影響を受ける可能性があるものの、原子炉格納容器を効率的 に冷却する手段となり得る。	
		電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は 十分ではないものの、代替格納容器スプレイの手段となり得る。	
	代替格納容器スプレイ	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待でき ないものの、水源を特定しない代替格納容器スプレイの手段となり 得る。	
サポート系 故障時の手順	代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）	自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水に放射性物質が流れ込 み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することはでき ないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。	
		よう素除去薬品タンク	他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの、格納容器 スプレイポンプ（B、自己冷却式）を運転した場合には薬品を注入 でき、原子炉格納容器内での放射性物質濃度を低減させる手段とな り得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.7及び設置許可基準規則第50条）

I	要求事項の整理	1.7-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.7-4
1.7.1	対応手段と設備の選定	1.7-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.7-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.7-5
1.7.2	重大事故等時の手順等	1.7-8
1.7.2.1	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等	1.7-14
(1)	格納容器スプレイ	1.7-14
a.	格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ ※重大事故等対処設備を用いた手順等	1.7-14
(2)	格納容器内自然対流冷却	1.7-15
a.	格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第50条等）】	1.7-15
(3)	代替格納容器スプレイ	1.7-16
a.	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ ※重大事故等対処設備を用いた手順等	1.7-16
b.	電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.7-16
c.	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.7-17
d.	消防自動車による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.7-17
(4)	優先順位	1.7-18
1.7.2.2	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の設備及び手順等	1.7-19
(1)	格納容器内自然対流冷却	1.7-19
a.	中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第50条等）】	1.7-19
(2)	代替格納容器スプレイ	1.7-20
a.	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ ※重大事故等対処設備を用いた手順等	1.7-20
b.	格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.7-20
c.	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.7-20
d.	ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.7-21
e.	消防自動車による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.7-21
(3)	優先順位	1.7-21

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉格納容器内の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p> <p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>

<設置許可基準規則第50条>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）</p> <p>1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
<p>3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時における） 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 ・（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時における） 代替格納容器スプレイ

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.7.1 対応手段と設備の選定

原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第50条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第50条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第50条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第50条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第50条等による要求事項に基づき、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順を選定しているため、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>対応手段については、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第50条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第50条等の要求事項に対応するため、格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、全交流動力電源喪失時における格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>これらの確認結果から原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために申請者が計画する設備及び手順等が、第50条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第50条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第50条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※ ¹	<p>1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>（【設備（措置）】※²は要求事項になし）</p>	<p>炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器内自然対流冷却を実施するものとし、そのため、格納容器再循環ユニット（A及びB）を設置することとしていることを確認した。</p> <p>※b)以降は、格納容器圧力逃がし装置を設置する場合の要求事項であるため、対象外</p>

<p>【技術的能力】※3</p>	<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p> <p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため格納容器内自然対流冷却を実施するための設備及び手順等を整備する方針として、<u>いる</u>ことを確認した。</p>
------------------	--	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第50条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 7

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」

「中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」

「代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ」

1.7.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第50条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(1) 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第50条等に基づく要求事項に対応するために、格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を新たに整備していることを確認した。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.7.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」のための手順</p> <p>①に掲げる設備を用いた主な手順等として、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（127kPa [gage]）以上であり、格納容器スプレイライン流量が確認できない場合には、格納容器内自然対流冷却の手順に着手している。この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業を計3名により約1時間で実施している。</p> <p>③作業環境等</p> <p>上記で選定した手順について、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却について、a)系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b)系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c)ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1)に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(2) 第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために必要となる対策として、全交流動力電源喪失時に格納容器内自然対流冷却を実施するとし、そのために、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、中型ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。</p> <p>2) 手順の方針 ①手順着手の判断基準及び②必要な人員等 申請者は、1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却」のための手順 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失していることを非常用母線電圧又は原子炉補機冷却水サージタンク水位等にて確認した場合には、中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車の配置及びホースの接続、格納容器再循環ユニット（A及びB）への通水作業等を計13名により約2時間50分で実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、格納容器内自然対流冷却について、a) 中型ポンプ車の配置、ホースの接続等、通水作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) 中型ポンプ車の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、c) ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1)に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(3) その他重大事故等対処設備及び手順等</p> <p>1) フォールトツリー解析等により対策の抽出を行い、位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(3) 上記（1）（2）以外の重大事故等対処設備及びそれを用いた手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 機能喪失の原因分析を行った上で、格納容器再循環ユニットを用いた対応手段の他に、同等以上の効果を有する対応手段並びに重大事故等対処設備の抽出を行い、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等 申請者は、（1）（2）以外の設備として、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要となる以下の対策と重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 格納容器スプレイ。そのため、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備に位置付ける。</p> <p>b. 代替設備を用いた代替格納容器スプレイ。そのため、燃料取替用水タンク、補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置付け、代替格納容器スプレイポンプを新たに整備する。</p> <p>a. 「格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ」のための手順 格納容器圧力計の指示値が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上で格納容器スプレイポンプが起動していないことを格納容器スプレイライン流量等により確認した場合、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>b. 「代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ」のための手順 格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上で格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計5名により約29分で実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ等について格納容器スプレイの実施、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>手順等における優先順位については、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器自然対流冷却を優先することを確認した。</p> <p>ただし、格納容器内自然対流冷却の手段では格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないと格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が作動しないことから、並行して代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上となれば、代替格納容器スプレイを行うこととしていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容については、1.7.2.1以降のとおり。</p>
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定していることから、確認結果についても、（1）交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等、（2）全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>（1）交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等、 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等、についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ」のための手順 代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が確認されない場合であって、淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動、格納容器への注水を計6名により約45分で実施する。</p> <p>b. 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ」のための手順 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、系統構成、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施する。</p> <p>c. 「消防自動車による代替格納容器スプレイ」のための手順 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消火ポンプ等による格納容器スプレイができない場合には、消防自動車による代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、系統構成、消防自動車の起動等を計11名により約1時間20分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の設備及び手順等 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.7.2.2以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための機能を回復させる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイ」のための手順 格納容器圧力が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水ができない場合であって、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の起動及び運転、格納容器への注水を計3名により約1時間5分で実施する。</p> <p>b. 「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が出来ない場合であって淡水タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動及び運転、格納容器への注水を計6名により、約45分で実施する</p> <p>c. 「消防自動車による代替格納容器スプレイ」のための手順 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消火ポンプ等による格納容器スプレイができない場合には、消防自動車による代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、系統構成、消防自動車の起動等を計11名により約1時間20分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.7.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a. ～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等

(1) 格納容器スプレイ

a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ ※重大事故等対処設備を用いた手順等

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを行う。格納容器スプレイで使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、 <u>格納容器圧力計の指示値が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上で格納容器スプレイポンプが起動していないことを格納容器スプレイライン流量等により確認した場合、かつ、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「格納容器スプレイポンプが起動していないこと」を格納容器スプレイライン流量等により確認した場合としており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「格納容器内の圧力」を格納容器内圧力計（広域）及び格納容器内圧力（AM）で、「格納容器スプレイライン流量」を格納容器スプレイラインB積算流量計及び格納容器スプレイライン流量計で監視することとしており、それが、「第1.7.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプにより、原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、中央制御室における操作スイッチによる操作であることを確認した。系統構成について、「第1.7.1図 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ概略系統図」により確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できることを確認した。

(2) 格納容器内自然対流冷却

a. 格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第50条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため、格納容器内自然対流冷却を実施する。格納容器内自然対流冷却で使用する設備のうち、格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）、海水ポンプ及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.7 の解釈 1 (1)にて求められている「原子炉格納容器の過圧破損の防止」として、 <u>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(127kPa[gage])以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注入できない場合には、格納容器再循環ユニット（A及びB）を用いる格納容器内自然対流冷却の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注入できない」ことを格納容器内への注水量等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「格納容器圧力」は、格納容器内圧力計（広域）、格納容器内圧力計（AM）で、「格納容器内への注水量」は、格納容器スプレイラインB積算流量計、格納容器スプレイライン流量計で監視することとしており、それが、「第 1.7.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、格納容器再循環ユニット（A及びB）に原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う手順であり、「第 1.7.3 図 格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 タイムチャート」等を踏まえ、原子炉補機冷却系の加圧等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を計3名により約60分で実施する</u> ことを確認した。設置許可基準 37 条（有効性評価）の「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「2.7 ECCS 再循環機能喪失」において、作業に必要な要員計3名により事象発生から約4.5時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却を開始するものとして評価していることから、必要な人数が確保されているとともに、十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>系統構成、格納容器再循環ユニットへの通水作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u> を確認した。具体的には、操作に係るアクセスルート、操作場所に高線量の区域はないこと、室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。 <u>以上については、補足説明資料(添付資料 1.7.4)において、操作の成立性として示されている。</u>

(3) 代替格納容器スプレイ

a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ ※重大事故等対処設備を用いた手順等

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために空冷式非常用発電装置により受電した代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを実施する。代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(127kPa[gage])以上であり、格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注入できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第 1.6.3 図 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、空冷式非常用発電装置の起動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、「この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び運転、格納容器への通水を計5名により約29分で実施する」ことを確認した。

以上の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

b. 電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、格納容器圧力が最高使用圧力(283kPa[gage])以上であり、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイに着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、淡水タンクを水源とし、電動消火ポンプ等により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第 1.6.7 図 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、系統構成、ディスタンスピース移動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、「この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計6名により約45分で実施する」ことを確認した。

以上の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

c. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できず、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水が必要となった場合には、併せて中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイの準備に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、使用可能な淡水タンク等（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク、燃料検査ピット）がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第1.6.5図 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の準備、ディスタンスピース取替等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、系統構成、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施することを確認した。

以上の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

d. 消防自動車による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できず、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水が必要となった場合で、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消ポンプ等による格納容器スプレイができない場合に準備に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、使用可能な淡水タンク等（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク、燃料検査ピット）がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とし、可搬型設備である消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第1.6.9図 消防自動車による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、消防自動車の準備、ディスタンスピース取替等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、系統構成、消防自動車の起動等を計11名により約1時間20分で実施することを確認した。

以上の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合に、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段の優先順位について明確化していることを確認した。</p> <p>具体的には、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段として、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイの3つの手段があり、この手段のうち、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却の手段を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の手段では、格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないと格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が作動しないことから、並行して代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力(0.283MPa[gage])以上となれば、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを活用し、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、代替格納容器スプレイを行う。</p>

1.7.2.2 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の設備及び手順等

(1) 格納容器内自然対流冷却

a. 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却【有効性評価（第37条）、技術的能力（第50条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却を実施する。格納容器内自然対流冷却で使用する設備のうち、格納容器再循環ユニット（A及びB）、中型ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 有効性評価(第37条)における原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるための必要な対策として、 <u>全交流動力電源又は原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合には、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「全交流動力電源が喪失したこと」ことを非常用高圧母線電圧等で、「原子炉補機冷却水系の機能が喪失した」ことを原子炉補機冷却水サージタンク水位で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「全交流動力電源喪失」は、ディーゼル発電機A、B電圧計等で、「原子炉補機冷却水系の機能が喪失」は、原子炉補機冷却水サージタンク水位計で監視することとしており、それが、「第1.7.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、中型ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水の準備を行い、格納容器内圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力（0.127MPa[gage]）以上となれば、格納容器再循環ユニット（A及びB）に中型ポンプ車により海水を通水して格納容器内自然対流冷却を行う手順であり、「第1.7.6図 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却 タイムチャート」等を踏まえ、中型ポンプ車準備等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、系統構成、格納容器再循環ユニット（A及びB）への通水作業等を計13名により約2時間50分で実施する</u> ことを確認した。設置許可基準37条（有効性評価）の「3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）格納容器過圧破損」においては、作業に必要な要員数を計12名により事象発生から約24時間後に開始すると評価していることから、必要な人数が確保されているとともに、十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。なお、有効性評価の「2.2 全交流動力電源喪失」及び「5.2 全交流動力電源喪失」においては、長期対策として本手順による格納容器内自然対流冷却を実施するとしており、事象発生からそれぞれ約75時間後、約35時間後と評価している。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。具体的には、円滑に作業できるようアクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明を整備することを確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u> を確認した。具体的には、操作に係るアクセスルート、操作場所に高線量の区域はないこと、ディスタンスピース取替については、一般的なフランジ接続作業と同等であり、容易に作業できること、また、速やかに作業ができるよう使用する工具は作業場所近傍に配備すること、ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように中型ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備すること、屋内作業の室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。 <u>以上については、補足説明資料(添付資料1.7.6)において、操作の成立性について示されている。</u>

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ ※重大事故等対処設備を用いた手順等

確認結果（伊方）	
全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために空冷式非常用発電電源装置より受電した代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを実施する。	
手順等の方針の確認については、1.7.2.1 (3) a.に記載のとおり。	

以上の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

b. 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、上記(2)a.の代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器が注水できない場合には、格納容器スプレイポンプ(B、自己冷却式)の準備に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、格納容器内圧力が最高使用圧力(0.283MPa[gage])以上となれば、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ(B、自己冷却式)により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第 1.6.12 図 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、自己冷却ライン構成のためのホース接続、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、「この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の起動等を計3名により約1時間5分で実施する」ことを確認した。

以上の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

c. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認結果（伊方）	
格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイができない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。	
手順等の方針の確認については、1.7.2.1 (3) c.に記載のとおり。	

以上の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

d. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、格納容器圧力が最高使用圧力（283kPa[gage]）以上であり、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器に注水できない場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、淡水タンクを水源とし、ディーゼル消火ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第 1.6.7 図 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、系統構成、ディスタンスピース取替等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、「この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプ等の起動等を計 6 名により約 45 分で実施する」としていることを確認した。

以上の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

e. 消防自動車による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消ポンプ等による格納容器スプレイができない場合には、消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.6.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>手順等の方針の確認については、1.7.2.1 (3) d. に記載のとおり。</p>

以上の手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する方針であることを確認した。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段の優先順位について明確化していることを確認した。</p> <p>具体的には、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段として、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイの 2 つの手段があり、この手段のうち、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却の手段を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の手段では、格納容器内圧力が最高使用圧力付近まで上昇しないと格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が作動しない及び中型ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、並行して代替格納容器スプレイポンプの準備を行い、格納容器内圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上となれば、代替格納容器スプレイを行うとしていることを確認した。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

項目	手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順／全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替格納容器スプレイの手段となり得る。	
		中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	系統構成に時間を要するものの、水源を特定せず原子炉格納容器への注水に使用できる設備となり得る。	
全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順		格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく高い減圧効果が見込める手段となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.8及び設置許可基準規則第5.1条）

I	要求事項の整理	1.8-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.8-5
1.8.1	対応手段と設備の選定	1.8-5
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.8-5
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.8-6
1.8.2	重大事故等時の手順等	1.8-10
1.8.2.1	原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順等	1.8-16
(1)	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順	1.8-16
a.	格納容器スプレイ	1.8-16
(a)	格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ【技術的能力（第5.1条等）】	1.8-16
b.	代替格納容器スプレイ	1.8-17
(a)	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ【技術的能力（第5.1条等）】【有効性評価（第3.7条）】	1.8-17
(b)	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.8-18
(c)	電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.8-18
(d)	消防自動車による代替格納容器スプレイ【自主対策】	1.8-19
(2)	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等	1.8-19
a.	代替格納容器スプレイ	1.8-19
(a)	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ【技術的能力（第5.1条等）、有効性評価（第3.7条）※】 炉心注水から格納容器スプレイへの切替手順	1.8-19
(b)	格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による格納容器スプレイ【自主対策】	1.8-20
(c)	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による格納容器スプレイ【自主対策】	1.8-20
(d)	ディーゼル消火ポンプによる格納容器スプレイ【自主対策】	1.8-20
(e)	消防自動車による格納容器スプレイ【自主対策】	1.8-21
(3)	優先順位	1.8-22
1.8.2.2	熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等	1.8-23
(1)	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等	1.8-23
a.	炉心注水	1.8-23
(a)	高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水【技術的能力（第5.1条等）】	1.8-23
(b)	充てんポンプによる炉心注水【技術的能力（第5.1条等）】	1.8-23
b.	代替炉心注水	1.8-24
(a)	格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水【技術的能力（第5.1条等）】	1.8-24
(b)	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力（第5.1条等）】	1.8-24
(c)	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【自主対策】	1.8-24
(d)	電動消火ポンプ等による炉心注水【自主対策】	1.8-24
(e)	消防自動車による炉心注水【自主対策】	1.8-24
(2)	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等	1.8-25

a. 代替炉心注水	1.8-25
(a) 充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水【技術的能力（第51条等）】	1.8-25
(b) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力（第51条等）】	1.8-25
(c) 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水【自主対策】	1.8-25
(d) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【自主対策】	1.8-25
(e) ディーゼル消火ポンプによる炉心注水【自主対策】	1.8-26
(f) 消防自動車による炉心注水【自主対策】	1.8-26
(3) 優先順位	1.8-26

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.8原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第51条>（原子炉格納容器内下部の溶融炉心を冷却するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）</p> <p>1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	・（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時における）
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.8.1 対応手段と設備の選定

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項（以下「第51条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第51条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第51条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第51条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記 1) 以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第51条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第51条等による要求事項に基づき、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第51条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等。</p> <p>③ 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を行う炉心注水を実施するための手順等。</p> <p>④ 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）又は代替格納容器スプレイポンプによる熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止を行う代替炉心注水を実施するための手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、代替格</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>これらの確認結果から原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第51条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第51条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第51条等」で求められている手順

要求概要	確認結果
<p>【設備（配備）】※¹</p> <p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること</p> <p>（【設備（措置）】※² は要求事項になし）</p>	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止について、必要な設備及び手順等が以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備するとしている。</p> <p>○ 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ。そのために、格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>【技術的能力】※³</p> <p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること</p>	<p>○ 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための代替格納容器スプレイ。そのために、代替格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備するとしている。</p> <p>○ 炉心注水</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための炉心注水。そのために、高圧注入ポンプ（高圧注入ライン使用）、余熱除去ポンプ（低圧注入ライン使用）等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>(a) 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水</p> <p>(b) 充てんポンプによる炉心注水</p> <p>○ 代替炉心注水</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための代替炉心注水。そのために、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>

- (c) 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替炉心注水
- (d) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
- (e) 充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第50条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.7

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」

1.8.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第51条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第51条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ。そのために、格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための代替格納容器スプレイ。そのために、代替格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための炉心注水。そのために、高圧注入ポンプ（高圧注入ライン使用）、余熱除去ポンプ（低圧注入ライン使用）等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための代替炉心注水。そのために、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>(a) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ</p> <p>炉心損傷の徴候が認められ、かつ、格納容器再循環サンプ広域水位が80%未満の場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器再循環サンプ広域水位が80%未満であり、格納容器スプレイポンプの故障等（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系喪失を含む。）により格納容器への注水が確認できない場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動操作等を計5名により約29分で実施する。</p> <p>b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止</p> <p>(a) 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、かつ、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(b) 充てんポンプによる炉心注水 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てんポンプによる炉心注水の手順に着手する。この手順は、中央制御室での通常の運転操作を1名により実施する。</p> <p>(c) 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替炉心注水 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てんポンプによる炉心注水と並行して格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）の起動操作等を計3名により約20分で実施する。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）の故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動及び原子炉への注水を計5名により約29分で実施する。</p> <p>(e) 充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水の手順に着手する。この手順では、系統構成、充てんポンプ（B、自己冷却式）の起動等を計7名により約1時間10分で実施する。</p> <p>③作業環境等 代替格納容器スプレイ、代替炉心注水等について現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(2) 第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1(2)a.(a)に示す。</p> <p>1) 対策と設備 申請者は、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するために、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイによる格納容器下部への注水を必要な対策としている。 この対策は、上記1.(1)1)b.と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等、②必要な人員等及び③作業環境等 選定された対策は「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」であり、確認結果については、1.(1)2)に記載のとおりである。</p>
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>第51条等に基づき、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却手順、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順のそれぞれについて、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に分類し、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.8.2.1(3)及び1.8.2.2(3)のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定することから、確認結果についても、(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等、(2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。 具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1及び1.8.2.2に示す。</p> <p>1) 対策と設備 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合において、①原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却、②熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延又は防止、それぞれについて機能を回復させる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>2) 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>①原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却</p> <p>a. 「電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ」のための手順 炉心損傷の徴候が認められ、かつ、代替格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計6名により約45分で実施する。</p> <p>b. 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ」のための手順 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイが確認できない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、ポンプ、ホース等の運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施する。</p> <p>②熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止</p> <p>a. 「電動消火ポンプ等による代替炉心注水」のための手順 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉へ注水するために必要な淡水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計6名により約45分で実施する。</p> <p>b. 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替炉心注水」のための手順 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による代替炉心注水に着手する。この手順では、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車及びホースの運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動並びに原子炉への注水を計11名により約2時間10分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の設備及び手順等 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。 具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1及び1.8.2.2に示す。</p> <p>1) 対策と設備 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、①原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却、②熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延又は防止、それぞれについて機能を回復させる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>2) 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>①原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却</p> <p>a. 「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」のための手順 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な淡水タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動等を計6名により約45分で実施する。</p> <p>b. 「格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイ」のための手順 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイに着手する。この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の起動等を計3名により約1時間5分で実施する。</p> <p>c. 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ」のための手順 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の故障等により、格納容器へのスプレイが確認できない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による代替格納容器スプレイの準備に着手する。この手順では、ポンプ、ホース等の運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施する。</p> <p>②熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止</p> <p>a. 「格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水」のための手順 代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の起動等を計3名により約1時間10分で実施する。</p> <p>b. 「ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水」のための手順 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な淡水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する。この手順では、系統構成、ディーゼル消火ポンプの起動等を計6名により約45分で実施する。</p> <p>c. 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替炉心注水」のための手順 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による代替炉心注水に着手する。この手順では、ポンプ及びホースの運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動並びに原子炉への注水を計11名により約2時間10分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.8.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a. ～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却手順等

(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順

a. 格納容器スプレイ

(a) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ【技術的能力（第51条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、設計基準事故対処設備による格納容器スプレイにより原子炉格納容器へ注水を実施する。格納容器スプレイで使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.8 の解釈 1(1)a) にて求められている原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却として、 炉心損傷の徴候が認められ、かつ、格納容器再循環サンプ広域水位が80%未満の場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、格納容器スプレイの手順に着手する としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷の兆候が認められた場合」として、「炉心出口温度について 600℃を超えて上昇する場合、毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続する場合」としており、炉心損傷前に格納容器下部に注水できるよう適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「格納容器再循環サンプ広域水位」は、格納容器再循環サンプ水位計（広域）で、「炉心損傷の兆候」は、炉心出口温度計で監視することとしており、それが、「第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、格納容器スプレイポンプを起動し、格納容器スプレイを行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 また、溶融炉心冷却における原子炉下部キャビティ注水停止操作については、補足説明資料(添付資料 1.8.4)において示されている。 b. 当該手順操作について、 この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できることを確認した。

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ【技術的能力（第51条等）】【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心損傷の兆候が認められた場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合は、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを実施する。代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.8 の解釈 1(1)a) にて求められている「原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却」として、 <u>格納容器再循環サンプ広域水位が80%未満であり、格納容器スプレイポンプの故障等（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系喪失を含む。）により格納容器への注水が確認できない場合において、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器に注入できない」ことを格納容器内への注水量等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「格納容器内への注水量」は、格納容器スプレイラインB積算流量計、格納容器スプレイライン流量計で監視することとしており、それが、「第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、系統構成を行い、燃料取替用水タンク水を代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する手順（代替格納容器スプレイポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、補助給水タンクを使用）であり、「第 1.8.3 図 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、系統構成、代替格納容器スプレイポンプの起動操作等を計5名により約29分で実施する</u> ことを確認した。設置許可基準 37 条（有効性評価）の「3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」及び「3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」においては、作業に必要な要員計 4 名により炉心熔融開始から約 49 分後に代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを開始するものとして評価していることから、必要な人数が確保され十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u> を確認した。具体的には、操作に係るアクセスルート、操作場所に高線量の区域はないこと、室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。 以上については、補足説明資料（添付資料 1.6.4）において、操作の成立性として示されている。

(b) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心損傷の兆候が認められた場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順の着手は、炉心損傷の徴候が認められ、かつ、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイが確認できない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による代替格納容器スプレイの準備に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水タンク等（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク、燃料検査ピット）がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第1.8.5図 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の準備、ディスタンスピース取替等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作について、「この手順では、ポンプ、ホース等の運搬、接続作業、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の起動等を計11名により約2時間10分で実施する」と確認した。</p>

(c) 電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心損傷の兆候が認められた場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、電動消火ポンプ等による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順の着手は、炉心損傷の徴候が認められ、かつ、代替格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な淡水タンクの水位が確保されている場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水タンクを水源とし、電動消火ポンプ等により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第1.8.7図 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、系統構成、ディスタンスピース取替等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作について、「この手順では、系統構成、電動消火ポンプ等の起動等を計6名により約45分で実施する」と確認した。</p>

(d) 消防自動車による代替格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	消防自動車による代替格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、炉心損傷の兆候が認められた場合において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消ポンプ等による格納容器スプレイができない場合に準備に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、使用可能な淡水タンク等（2次系統水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク、燃料検査ピット）がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とし、可搬型設備である消防自動車により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第 1.8.9 図 消防自動車による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、消防自動車の準備、ディスタンスピース取替等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、系統構成、消防自動車の起動等を計 11 名により約 1 時間 20 分で実施することを確認した。

(2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ【技術的能力（第 5 1 条等）、有効性評価（第 3 7 条）※】 炉心注水から格納容器スプレイへの切替手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心損傷の兆候が認められた場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合は、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを実施する。また、全交流動力電源喪失と 1 次冷却材喪失事象（大破断）が同時に発生した場合においては炉心損傷に至る可能性があり、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）による原子炉格納容器破損を防止するため、代替格納容器スプレイポンプの注水先を格納容器スプレイとし、空冷式非常用発電装置より受電すれば原子炉下部キャビティに注水する。また、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を行う。 代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水を実施していた場合において、炉心損傷の兆候が認められた場合は、代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心注水から格納容器スプレイへ切替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水を実施することを確認した。 対策と設備については、(1)b.(a)と同様である。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	ここでは、代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心注水から格納容器スプレイへ切替え、格納容器スプレイを行う場合の手順の方針等を以下のとおり確認した。
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、炉心損傷の兆候が認められた場合は、代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心から格納容器スプレイへ切替え、原子炉下部キャビティに注水することを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「炉心損傷の兆候」として、炉心出口温度について 600℃を超えて上昇する場合、毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続する場合としており、適切に手順着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 手順着手の判断基準である「炉心損傷の兆候」は炉心出口温度計で監視することとしており、それが、「第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの操作手順の成立性は、(1)b.(a)と同様である。 代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心注水から格納容器スプレイへ切替え、格納容器スプレイを行う場合の操作手順の成立性を以下のとおり確認した。
a. 操作手順	a. 代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心注水から格納容器スプレイへ切替え、格納容器スプレイを行う場合の手順については、「第 1.8.11 図 代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水から格納容器スプレイへの切替操作 タイムチャート」等を踏まえ、系統構成等に必要手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. 当該手順操作について、上記の炉心注水から格納容器スプレイへの切替操作を中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名により操作を実施する。格納容器スプレイ開始までの所要時間は約 15 分と想定することを確認した。
c. 操作機器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの操作手順の成立性は、(1)b.(a)と同様である。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心注水から格納容器スプレイへ切替え、格納容器スプレイを行う場合のアクセスルートの確保を以下のとおり確認した。</p> <p>a. 円滑に作業できるように、ヘッドライト・懐中電灯等を携行し暗所でもアクセスルートを確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備を使用することを確認した。</p> <p>c. 高線量になる場所はないが、防護具を着用すること、室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。</p> <p>以上については、補足説明資料(添付資料1.8.5)において、操作の成立性として示されている。</p>
--	---

※対策と設備については、(1)b.(a)と同様であるため、有効性評価に対する確認結果について、(1)b.(a)にて記載

(b) 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による格納容器スプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心損傷の兆候が認められた場合において、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するため、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による格納容器スプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.8.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 当該手順の着手は、代替格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による代替格納容器スプレイに着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該操作手順は、格納容器内圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上となれば、燃料取替用水タンク水を格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）により原子炉格納容器内へスプレイする手順であり、「第1.6.12図 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）による格納容器スプレイ タイムチャート」等を踏まえ、ホース接続、系統構成等に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. 当該手順操作について、この手順では、系統構成、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の起動等を計3名により約1時間5分で実施する」としていることを確認した。</p>

(c) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による格納容器スプレイ【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心損傷の兆候が認められた場合において、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）の故障等により、格納容器へのスプレイが確認できない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による代替格納容器スプレイの準備に着手する」としていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第1.8.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>手順については、1.8.2.1(1)b.(b)と同様である。</p>

(d) ディーゼル消火ポンプによる格納容器スプレイ【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心損傷の兆候が認められた場合において、代替格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な淡水タンクの水位が確保されている場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイに着手する」としていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>手順については、1.8.2.1(1)b.(c)と同様である。</p>

(e) 消防自動車による格納容器スプレイ【自主対策】

確認結果（伊方）

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心損傷の兆候が認められた場合において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消ポンプ等による格納容器スプレイができない場合には、**消防自動車による代替格納容器スプレイに着手する**としていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。手順については、1.8.2.1(1)b.(d)と同様である。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>手順の優先順位を、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための手順として、格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイの順に設定して明確化していることを確認した。※</p> <p>具体的には、以下のとおり確認した。</p> <p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合については、重大事故等対処設備であり、中央制御室で短時間に運転できる格納容器スプレイポンプの使用を優先し、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合は、代替格納容器スプレイを行う。代替格納容器スプレイの手段では、代替格納容器スプレイポンプを優先し、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器注水ができない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、格納容器スプレイまでの準備完了が早い方の手段を選択する。</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時については、原子炉格納容器内へのスプレイは重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイポンプを優先して使用する。代替格納容器スプレイポンプにより炉心注水を実施していた場合において、炉心損傷の兆候が認められた場合は、代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心注水から格納容器スプレイへ切替えることにより、原子炉格納容器内へ注水を行う。代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイができない場合は、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）を使用する。代替格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）が使用できない場合は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車）及びディーゼル消火ポンプを活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車とディーゼル消火ポンプは並行して準備を行い、格納容器スプレイまでの準備完了が早い方の手段を選択する。</p> <p>以上の対応手順のフローチャートについて、以下に示されていることを確認した。</p> <p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全時： 「第 1.8.10 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対応手順」</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時： 「第 1.8.14 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対応手順」</p> <p>※審査書には手順の通し番号にて順番を表記しているため、本確認結果では具体的な手順名で記載した。</p>

1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等

(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等

a. 炉心注水

(a) 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水【技術的能力（第51条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水を行う。炉心注水に使用する設備のうち、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.8 解釈 1(2)にて求められている溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止として、 <u>炉心の著しい損傷が発生した場合、かつ、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な数値で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心の著しい損傷」として、炉心出口温度が350℃以上かつ格納容器高レンジモニタ（高レンジ） $1 \times 10^6 \text{mSv/h}$ 以上としており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「炉心の著しい損傷」は、炉心出口温度計及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）で監視することとしており、それが、「第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、中央制御室で高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプを起動し、炉心注水を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できることを確認した。

(b) 充てんポンプによる炉心注水【技術的能力（第51条等）】

確認結果（伊方）
炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、 <u>高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てんポンプによる炉心注水の手順に着手する</u> としていることを確認した。炉心注水に使用する設備のうち、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。 これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 代替炉心注水

(a) 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による炉心注水【技術的能力（第51条等）】

確認結果（伊方）
<p>重大事故等防止技術的能力基準 1.8 解釈 1(2)にて求められている溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止として、<u>高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により原子炉への注水が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てんポンプによる炉心注水と並行して格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替炉心注水の手順に着手する</u>としていることを確認した。代替炉心注水に使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(b) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力（第51条等）】

確認結果（伊方）
<p>重大事故等防止技術的能力基準 1.8 解釈 1(2)にて求められている溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止として、<u>格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）の故障等により原子炉への注水</u>が確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の手順に着手するとしていることを確認した。代替炉心注水に使用する設備のうち、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(c) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p><u>代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による代替炉心注水に着手する</u>としていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(d) 電動消火ポンプ等による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p><u>代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、原子炉へ注水するために必要な淡水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する</u>としていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(e) 消防自動車による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>炉心の著しい損傷が認められた場合において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消火ポンプ等による炉心注水ができない場合に消防自動車による炉心注水に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(2) 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水【技術的能力（第51条等）】

確認結果（伊方）
<p>重大事故等防止技術的能力基準 1.8 解釈 1(2)にて求められている溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止として、<u>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合には、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水の手順に着手する</u>としていることを確認した。代替炉心注水に使用する設備のうち、充てんポンプ（B、自己冷却式）、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(b) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水【技術的能力（第51条等）】

確認結果（伊方）
<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注水ができない場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行うとしていることを確認した。代替炉心注水に使用する設備のうち、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(c) 格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p><u>代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）による代替炉心注水に着手する</u>としていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(d) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p><u>格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による代替炉心注水に着手する</u>としていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(e) ディーゼル消火ポンプによる炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p><u>格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）の故障等により、原子炉への注水が確認できない場合であって、格納容器へ注水するために必要な淡水タンクの水位が確保され、代替格納容器スプレイに使用されていない場合には、ディーゼル消火ポンプによる代替炉心注水に着手する</u>としていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第 1.8.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(f) 消防自動車による炉心注水【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車並びに電動消ポンプ等による炉心注水ができない場合に消防自動車による炉心注水に着手していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第1.8.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための手順として、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、炉心注水（高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水、 充てんポンプによる炉心注水）、代替炉心注水（格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替炉心注水、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水）の順に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、充てんポンプ（B、自己冷却式）、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の順に設定して明確化していることを確認した。※</p> <p>具体的には、以下のとおり確認した。</p> <p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合については、重大事故等対処設備であり、中央制御室で短時間に運転することができ、流量の大きい高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水を優先する。高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水ができない場合は、中央制御室で短時間に運転することができる充てんポンプによる炉心注水を実施する。充てんポンプによる炉心注水と並行して、代替炉心注水を実施する。</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時については、空冷式非常用発電装置等から電源回復後、重大事故等対処設備であり、高揚程である充てんポンプ（B、自己冷却式）を優先する。次に格納容器スプレイに用いていなければ代替格納容器スプレイポンプを使用する。代替格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）を使用する。</p> <p>以上の対応手順のフローチャートについて、以下に示されていることを確認した。</p> <p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全時： 「第1.8.10図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対応手順」</p> <p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時： 「第1.8.14図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対応手順」</p> <p>※審査書には手順の通し番号にて順番を表記しているため、本確認結果では具体的な手順名で記載した。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

項目	手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	代替格納容器スプレイ	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。	
		中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、水源を特定せず格納容器スプレイの代替手段となり得る。	
		格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく下部キャビティへの注水が見込める手段となり得る。	
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	代替炉心注水	電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ等	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、炉心注水の代替手段となり得る。	
		中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、水源を特定せず炉心注水の代替手段となり得る。	
		格納容器スプレイポンプ（B、自己冷却式）（代替再循環配管使用）等	系統構成に時間を要するため、重大事故等発生後初期には期待できないものの、流量が大きく炉心注水として有効な手段となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.9及び設置許可基準規則第52条）

I	要求事項の整理	1.9-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.9-4
1.9.1	対応手段と設備の選定	1.9-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.9-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.9-5
1.9.2	重大事故等時の手順等	1.9-9
1.9.2.1	水素濃度低減のための手順等	1.9-13
	(1) 水素濃度低減	1.9-13
	a. 静的触媒式水素再結合装置（PAR）【有効性評価（第37条）、技術的能力（第52条等）】	1.9-13
	b. イグナイタ【技術的能力（第52条等）】	1.9-14
	(2) 水素濃度監視	1.9-15
	a. 格納容器水素濃度計測装置【技術的能力（第52条等）】	1.9-15
	b. ガス分析器【自主対策】	1.9-16
	(3) 優先順位	1.9-16
1.9.2.2	水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等	1.9-16

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第52条>（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p>第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p><PWR のうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p><BWR 及び PWR 共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.4 水素燃焼	静的触媒式水素再結合装置の作動

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.9.1 対応手段と設備の選定

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項（以下「第52条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第52条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素、水の放射線分解により長期的に緩やかに発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第52条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第52条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第52条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第52条等による要求事項に基づき、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）及びイグナイタを設置して短期的及び長期的に発生する水素を低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること、また、水素濃度監視設備にて水素を監視するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>対応手段については、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第52条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第52条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための PAR 等及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するためのイグナイタ等及び手順等。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための格納容器水素濃度計測装置等及び手順等。</p> <p>④ 上記設備のための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>② 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための設備及び 手順等。</p> <p>③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第52条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第52条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第52条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
<p>【設備（配備）】※¹</p>	<p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p><BWR></p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p><PWRのうち必要な原子炉></p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p><BWR及びPWR共通></p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>（【設備（措置）】※²は要求事項になし）</p>	<p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a) 対象外</p> <p>b) 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR作動温度計測装置を新たに整備する。（5基）また、イグナイタ及びイグナイタ作動温度計測装置を新たに整備する。（12個及び予備1個）</p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する方針ではないため、対応する対策はない。</p> <p>d) 原子炉格納容器内の水素濃度の監視。そのために、格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置等を新たに整備する。</p> <p>e) 水素濃度制御及び水素濃度監視のための設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設計とする。</p>
<p>【技術的能力】※³</p>	<p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) PWRのうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(3) BWR及びPWR共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等</p>	<p>(1) a) 対象外</p> <p>(2) a)、(3) b)</p> <p>水素濃度制御設備であるPAR及びイグナイタを設置し、短期的及び長期的に発生する水素を低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備することを確認した。</p> <p>(3) a) 水素濃度低減で使用する設備及び水素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段について整備する方針としていることを確認した。</p>

	を整備すること。		
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第52条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p> <p>※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項</p> <p>※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.9</p>			
<p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順</p> <p>有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>「静的触媒式水素再結合装置の作動」</p>			

1.9.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第52条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.9.2.1に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR作動温度計測装置を新たに整備する。（5基）</p> <p>b. 原子炉格納容器内の水素濃度の低減。そのために、イグナイタ及びイグナイタ作動温度計測装置を新たに整備する。（12個及び予備1個）</p> <p>c. 原子炉格納容器内の水素濃度の監視。そのために、格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置等を新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.9.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「PARによる水素濃度低減」のための手順</p> <p>PARは、格納容器内の水素濃度上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。炉心出口温度等により炉心損傷発生と判断した場合には、作動状況確認の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電（※）を確認した後手順に着手する。この手順は、中央制御室において1名により行う。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理しているが、代替電源である空冷式非常用発電装置等からの給電の準備に要する時間は約30分であることを確認している。</p> <p>b. 「イグナイタによる水素濃度低減」のための手順</p> <p>炉心出口温度計の指示値が350℃に到達又は安全注入作動を伴う1次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合には、イグナイタによる水素濃度低減の手順に着手する。全交流動力電源が喪失した場合には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する。この手順では、イグナイタの起動及び作動状況の確認を中央制御室において1名により行う。</p> <p>c. 「格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度監視」のための手順</p> <p>炉心出口温度計の指示値が350℃に到達又は安全注入作動を伴う1次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合には、格納容器水素濃度計測装置による原子炉格納容器内水素濃度の監視の手順に着手する。この手順では、計測装置の接続、系統構成等を計8名により約1時間40分で実施する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合についても、計8名により約1時間40分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>③作業環境等 上記で選定した手順について、水素濃度測定の手順等について、機器の運搬、接続作業等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、事故環境下でも使用可能な緊急時用携帯型通話設備等の連絡手段を確保していること、操作エリアにおいて通常運転状態と同等の室温が確保されることなどを確認した。</p>
<p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(2) 第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.9.2.1に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、評価項目「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の水素濃度の低減、水素濃度の監視、及びそれらの設備の代替給電としている。これらの対策は1.(1)と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> <p>2) 手順の方針 選定された対策は1.(1)の各手順と同じであり、確認結果については、当該記載のとおりである。</p>
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等について、水素濃度低減に関しては、PARIは電源等を必要としない静的機器であるのに対し、イグナイタは手動にて起動する機器であることから、特段の優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、格納容器内の水素濃度監視について以下の多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 「ガス分析器による水素濃度の監視」のための手順</p> <p>炉心損傷が発生し格納容器水素濃度計測装置による監視が出来ない場合であって、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合には、ガス分析器による原子炉格納容器内水素濃度の監視に着手する。この手順は、原子炉格納容器雰囲気ガスを試料採取管に採取し、化学室における手分析で間欠的に水素濃度を計測するものであり、現場対応の計3名により約1時間55分で実施する。制御用空気及び原子炉補機冷却水の供給機能が喪失している場合についても、計3名により約1時間55分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.9.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a. ～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.9.2.1 水素濃度低減のための手順等

(1) 水素濃度低減

a. 静的触媒式水素再結合装置（PAR）【有効性評価（第37条）、技術的能力（第52条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素、水の放射線分解等により長期的に緩やかに発生する水素を除去し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減を図る。原子炉格納容器内の水素濃度低減を図るため、静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）の作動状況を確認する手順を整備する。PARによる水素濃度低減で使用する設備のうち、PAR、PAR 作動温度計測装置及び空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、炉心出口温度等により炉心損傷発生と判断した場合には、作動状況確認の手順に着手する」としていること、電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する」としていること確認し、作動状況確認の着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、なお、PAR は、格納容器内の水素濃度上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。 b. 判断基準である「炉心損傷発生の判断」を「炉心出口温度 350℃以上及び格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） 1×10^6 mSv/h 以上により確認した場合」としており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「炉心出口温度」を炉心出口温度計で、「原子炉格納容器内の放射線量率」を格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）で監視することとしており、それが、「第 1.9.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。 補足説明資料(添付資料 1.9.4)において、全交流動力電源喪失時の PAR の作動状況の確認時期について示されている。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. PAR は運転員等による準備や起動操作は不要である。一方、PAR の作動状況の確認については、PAR 作動温度計測装置にて水素再結合反応時の温度上昇により確認する。作動状況の確認手順は、中央制御室で PAR 作動温度計測装置の温度指示上昇により確認するとしていることを確認した。 b. 当該手順操作について、「この手順は、中央制御室において 1 名により行う」と確認した。なお、設置許可基準 37 条（有効性評価）の「3.4 水素燃焼」では、PAR の作動を期待した有効性評価を行っているが、PAR は運転員等による準備や起動操作は不要であるため、所要時間及び人数に関する考慮はないことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.9.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における確認手順であるため、速やかに対応できることを確認した。

b. イグナイタ【技術的能力（第52条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素、水の放射線分解等により長期的に緩やかに発生する水素を除去し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置しているイグナイタによる水素濃度低減を図る。原子炉格納容器内の水素濃度低減を図るため、イグナイタの起動及び作動状況を確認する手順を整備する。水素濃度低減で使用する設備のうち、イグナイタ、イグナイタ作動温度計測装置及び空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料1.9.5)において、イグナイタの設置個数及び設置場所について示されている。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手は、<u>炉心出口温度計の指示値が 350℃に到達又は安全注入作動を伴う1次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合には、イグナイタによる水素濃度低減の手順に着手する</u>としていること、<u>全交流動力電源が喪失した場合には、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後に手順に着手する</u>ことを確認し、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「高圧注入機能が喪失」を「高圧注入ポンプによる炉心への注水を高圧注入ライン流量により確認できない場合」としており、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「炉心出口温度」を炉心出口温度計で、「安全注入作動を伴う1次冷却材喪失」を安全注入作動警報等で監視することとしており、それが、「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料1.9.4)において、全交流動力電源喪失時のイグナイタの作動状況の確認時期について示されている。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、原子炉格納容器内の水素濃度低減を図るため、イグナイタの起動及び作動状況を確認する手順であり、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。また、手順着手の判断基準に該当する事象が発生してから1時間を経過した場合のイグナイタの起動については、原子炉格納容器内注水の成否、原子炉格納容器内圧力等のプラントデータ、安全系機器の作動状況、原子炉格納容器内水素濃度測定結果、PARの作動状況及び事象進展析等の項目について実効性と悪影響を評価し、発電所災害対策本部にてイグナイタ起動の可否を判断するとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作について、<u>この手順では、イグナイタの起動及び作動状況の確認を中央制御室において1名により行う</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室における操作スイッチであり、遠隔操作による起動及び確認手順であるため、速やかに対応できることを確認した。</p>

(2) 水素濃度監視

a. 格納容器水素濃度計測装置【技術的能力（第52条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内の水素濃度を格納容器水素濃度計測装置により測定し、監視を行う。水素濃度監視で使用する設備のうち、格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置、窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）、中型ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー及び空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、 <u>炉心出口温度計の指示値が350℃に到達又は安全注入作動を伴う1次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合には、格納容器水素濃度計測装置による原子炉格納容器内水素濃度の監視の手順に着手する</u> としていること、全交流動力電源喪失時には、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後に操作を実施することを確認し、着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「高圧注入機能が喪失」を「高圧注入ポンプによる炉心への注水を高圧注入ライン流量により確認できない場合」としており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「炉心出口温度」を炉心出口温度計で、「安全注入作動を伴う1次冷却材喪失」を安全注入作動警報等で監視することとしており、それが、「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、格納容器水素濃度計測装置にて水素濃度を監視する手順であり、「第1.9.5図及び1.9.6図 格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 タイムチャート」等を踏まえ、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合のそれぞれについて、必要な手段が示されていることを確認した。 具体的には、原子炉補機冷却機能喪失時には、サンプリングガスを冷却するため、可搬型冷却水ポンプを原子炉補機冷却水系に接続して格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器に冷却水を供給すること、24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、中型ポンプ車による冷却海水を格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却器に通水することが示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、計測装置の接続、系統構成等を計8名により約1時間40分で実施する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合についても、計8名により約1時間40分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	現場対応について、以下のとおり確認した。 a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。具体的には、円滑に作業できるようアクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明を整備することを確認した。 b. <u>事故環境下でも使用可能な緊急時携帯型通話設備等の連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>操作エリアにおいて通常運転状態と同等の室温が確保されること</u> を確認した。 以上については、補足説明資料(添付資料1.9.7 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合)(添付資料1.9.8 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合)において、操作の成立性として示されている。

b. ガス分析器【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視ができない場合に、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合にガス分析器による水素濃度監視を行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.9.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、炉心損傷が発生し格納容器水素濃度計測装置による監視が出来ない場合であって、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合には、ガス分析器による原子炉格納容器内水素濃度の監視に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、原子炉格納容器雰囲気ガスを試料採取管に採取し、化学室における手分析で間欠的に水素濃度を計測する手順であり、「第1.9.8図 ガス分析器による水素濃度監視 タイムチャート」等を踏まえ、水素濃度監視準備、試料ガス採取等の必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、現場対応の計3名により約1時間55分で実施する。制御用空気及び原子炉補機冷却水の供給機能が喪失している場合についても、計3名により約1時間55分で実施することを確認した。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	水素濃度低減については、PARは電源等を必要としない静的機器であるのに対し、イグナイタは手動にて起動する機器であることから、事象進展等による優先順位等は設定されていないことを確認した。 水素濃度監視については、原子炉格納容器水素濃度を中央制御室で連続的に監視可能である格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視を優先する。格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視ができない場合に、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合にガス分析器による水素濃度監視を行うことを確認した。

1.9.2.2 水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

確認結果（伊方）
炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備へ給電する手順を整備する方針であることを確認した。 全交流動力電源喪失時又は直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する方針であることを確認した。

表2 自主対策における多様性拡張設備

項目	手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
水素濃度監視	水素濃度監視	ガス分析器	事故初期の放射線量が高い環境下での使用が困難であり、また、中央制御室からの監視に対応していないものの、事象が長期的に安定した場合に格納容器水素濃度計測装置の代替設備となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.10及び設置許可基準規則第53条）

I	要求事項の整理	1.10-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.10-3
1.10.1	対応手段と設備の選定	1.10-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.10-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.10-4
1.10.2	重大事故等時の手順等	1.10-7
1.10.2.1	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手順	1.10-11
(1)	アニュラス空気再循環設備による水素排出	1.10-11
a.	交流動力電源及び直流電源が健全である場合【技術的能力（第53条等）】	1.10-11
b.	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合【技術的能力（第53条等）】	1.10-12
(2)	水素濃度監視	1.10-13
a.	アニュラス水素濃度(AM)計測装置による水素濃度測定【技術的能力（第53条等）】	1.10-13
b.	アニュラス水素濃度計による水素濃度測定【自主対策】	1.10-14
(3)	優先順位	1.10-14
1.10.2.2	水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等	1.10-14

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.10水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.10水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第53条>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.10.1 対応手段と設備の選定

水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第53条及び重大事故等防止技術的能力基準 1.10 項（以下「第53条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第53条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第53条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第53条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第53条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第53条等による要求事項に基づき炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、アニュラス空気再循環設備により水素を排出するために必要な手順を整備すること、また、アニュラス部の水素濃度を測定し、監視するために必要な手順を選定するとしており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>対応手段については、交流動力電源及び直流電源が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第53条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 水素排出及び放射性物質低減のためのアニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット等及び手順等。</p> <p>② 水素濃度を推定し監視するためのアニュラス水素濃度（AM）計測装置等及び手順等。</p> <p>③ 上記設備のための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>また、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>これらの確認結果から、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等が、第53条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第53条等に適合するものと判断した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第53条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※ ¹	<p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。 （【設備（措置）】※² は要求事項になし）</p>	<p>第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a) アニュラス空気再循環設備を用いたアニュラスからの水素排出（アニ ュラス内に水素が滞留しない設計とすることにより水素爆発を防止す ること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とするこ とにより放射性物質を低減することを含む）。そのために、アニュラス 排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット等を重大事故等対処設備 として位置付けるとともに、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁 用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b) 格納容器の水素濃度監視設備を用いたアニュラス水素濃度推定及び監 視。そのために、アニュラス水素濃度（AM）計測装置、空冷式非常用発 電装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e) アニュラス排気ファン、アニュラス水素濃度（AM）計測装置等は、交 流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電に対応した設 計とする。</p>
【技術的能力】※ ³	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	<p>a) 水素排出設備であるアニュラス空気再循環設備により屋外へ水素を排出する手順を整備することを確認した。</p> <p>b) 水素排出で使用する設備及びアニュラス部の水素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段について整備する方針としていることを確認した。</p>

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第53条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.10

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順：なし

1.10.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.10.2.1に示す。</p> <p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. アニュラス空気再循環設備を用いたアニュラスからの水素排出（アニュラス内に水素が滞留しない設計とすることにより水素爆発を防止すること及びフィルタを介して水素を含む空気を排出する設計とすることにより放射性物質を低減することを含む）。そのために、アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 格納容器の水素濃度監視設備を用いたアニュラス水素濃度推定及び監視。そのために、アニュラス水素濃度（AM）計測装置、空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.10.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>(1) 「アニュラス空気再循環設備による水素排出」のための手順</p> <p>a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合</p> <p>安全注入信号が発信した場合には、交流動力電源及び直流電源が健全な場合のアニュラス排気ファン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、アニュラス排気ファン自動起動の中央制御室での確認等を1名により実施する。</p> <p>※ 代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理しているが、代替電源である空冷式非常用発電装置等からの給電の準備に要する時間は約30分であることを確認している。</p> <p>b. 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源の喪失と判断した場合には、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合のアニュラス排気ファン等による水素排出の手順に着手する。この手順では、現場での代替空気（窒素）供給ホースの接続作業、水素排出のための系統構成、アニュラス排気ファンの起動等を計3名により約30分で実施する。</p> <p>(2) 「アニュラス水素濃度（AM）計測装置による水素濃度測定」のための手順</p> <p>炉心出口温度等により炉心の著しい損傷が発生したと判断した場合には、アニュラス水素濃度（AM）計測装置等による水素濃度推定の手順に着手する。この手順では、アニュラス水素濃度（AM）計測装置の接続及び系統構成等を計4名により約1時間25分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な整備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>③作業環境等 上記で選定した手順について、<u>空気供給操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</u></p>
<p>（2）第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な整備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>（2）水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置づけた対策はないことを確認した。</p>
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、アニュラス内の水素濃度監視について以下の多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>「アニュラス水素濃度計による水素濃度監視」のための手順 アニュラス水素濃度（AM）計測装置の準備作業時には、アニュラス水素濃度計（表2参照）を用いた水素濃度測定に着手するとしている。 この手順では、中央制御室での監視を1名により実施するとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.10.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手順

(1) アニュラス空気再循環設備による水素排出

a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合【技術的能力（第53条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合、アニュラス空気再循環設備による水素排出を行うための手順を整備する。水素排出に使用する設備のうち、アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニットを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、安全注入信号が発信した場合には、交流動力電源及び直流電源が健全な場合のアニュラス排気ファン等による水素排出の手順に着手するとしていること確認し、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. アニュラス排気ファンは安全注入信号発信による自動起動であることから、判断基準を「安全注入信号が発信した場合」としており、適切に手順着手できることを確認した。なお、自動起動していない場合については、手動起動を行う手順としていることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「安全注入信号が発信」を安全注入作動警報等で監視することとしており、それが、「第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、アニュラス排気ファンを運転しアニュラス部の水素等を含む気体を放射性物質低減機能を有するアニュラス排気フィルタユニットを通して屋外へ排出する手順であり、中央制御室における自動起動確認等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、この手順は、アニュラス排気ファン自動起動の中央制御室での確認等を1名により実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	本手順は、中央制御室における自動起動の確認又は手動起動の手順であるため、速やかに対応できることを確認した。

b. 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合【技術的能力（第53条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源が喪失した場合においても、アニュラス空気再循環設備の弁の制御用空気配管に窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）を接続して代替空気（窒素）を供給し、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電した後、アニュラス排気ファンを運転する手順を整備する。水素排出に使用する設備のうち、「a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合」の設備に加え、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）及び空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手は、<u>全交流動力電源又は常設直流電源の喪失と判断した場合には、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合のアニュラス排気ファン等による水素排出の手順に着手する</u>ことを確認し、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「全交流動力電源又は常設直流電源の喪失と判断した場合」を「外部電源及びディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合又は直流母線の給電を非常用直流母線の電圧により確認できない場合」としており、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「非常用高圧母線電圧」を6-3C、3D母線電圧計等で、「非常用直流母線電圧」を直流コントロールセンタ A、B電圧計で監視することとしており、それが、「第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、代替電源設備による給電後、アニュラス排気ファン運転により水素を排出する手順であり、「第1.10.3図 アニュラス空気再循環設備による水素排出 タイムチャート」等を踏まえ、系統構成等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作について、<u>この手順では、現場での代替空気（窒素）供給ホースの接続作業、水素排出のための系統構成、アニュラス排気ファンの起動等を計3名により約30分で実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>現場対応について、以下のとおり確認した。</p> <p>a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。具体的には、円滑に作業できるようアクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明を整備することを確認した。</p> <p>b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>空気供給操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。</p> <p>以上については、補足説明資料(添付資料1.10.4)において、操作の成立性として示されている。</p>

(2) 水素濃度監視

a. アニュラス水素濃度(AM)計測装置による水素濃度測定【技術的能力（第53条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合に、アニュラス部の水素濃度をアニュラス水素濃度(AM)計測装置により測定し、監視を行うための手順を整備する。水素濃度監視で使用する設備のうち、アニュラス水素濃度(AM)計測装置及び空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、 <u>炉心出口温度等により炉心の著しい損傷が発生したと判断した場合には、アニュラス水素濃度(AM)計測装置等による水素濃度推定の手順に着手する</u> としていること、全交流動力電源喪失時においては、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後に操作を実施することを確認し、着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「炉心の損傷」を「炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） 1×10^5 mSv/h 以上により確認した場合」としており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「炉心出口温度」を炉心出口温度計で、「原子炉格納容器内の放射線量率」を格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）で監視することとしており、それが、「第 1. 10. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、アニュラス水素濃度(AM)計測装置にて水素濃度を監視する手順であり、「第 1. 10. 5 図 アニュラス水素濃度(AM)計測装置による水素濃度監視 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、アニュラス水素濃度(AM)計測装置の接続及び系統構成等を計4名により約1時間25分で実施する</u> と確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 10. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	現場対応について、以下のとおり確認した。 a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。具体的には、円滑に作業できるようアクセスルートを確保し、防護具、可搬型照明を整備することを確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u> を確認した。 以上については、補足説明資料(添付資料 1. 10. 5)において、操作の成立性として示されている。

b. アニュラス水素濃度計による水素濃度測定【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合に、アニュラス部の水素濃度をアニュラス水素濃度計により測定し、監視を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.10.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、 <u>アニュラス水素濃度（AM）計測装置の準備作業時には、アニュラス水素濃度計を用いた水素濃度測定に着手するとしている</u> ことを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、 <u>水素濃度監視のための手順</u> であり、中央制御室（計装盤室）でアニュラス水素濃度計によるアニュラス部の水素濃度監視をするための必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、 <u>この手順では、中央制御室での監視を1名により実施する</u> としており、運転員による準備や起動操作はないことを確認した。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。 水素濃度監視については、中央制御室で監視可能なアニュラス水素濃度(AM)計測装置による監視を優先するが、アニュラス水素濃度(AM)計測装置の準備作業時には、アニュラス水素濃度計による監視を行う。なお、多様性拡張設備であるアニュラス水素濃度計は、アニュラス部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱うことを確認した。

1.10.2.2 水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

確認結果（伊方）
炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源喪失した場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、代替電源設備により水素排出に使用するアニュラス空気再循環設備及び水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度(AM)計測装置へ給電する手順を整備する。 全交流動力電源喪失時又は直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する方針であることを確認した。

表 2 自主対策における多様性拡張設備

項目	手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
水素濃度監視	水素濃度監視	<u>アニュラス水素濃度計</u>	<u>耐放射線等のため、使用範囲に制限があるものの、設備が健全である場合は、アニュラス内の水素濃度監視の設備となり得る。</u>	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.11及び設置許可基準規則第54条）

I	要求事項の整理	1.11-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.11-4
1.11.1	対応手段と設備の選定	1.11-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.11-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.11-5
1.11.2	重大事故等時の手順等	1.11-9
	(1) 使用済燃料ピットへの注水	1.11-13
	a. 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水【技術的能力、有効性評価】	1.11-13
	b. 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による使用済燃料ピットへの注水【自主対策】	1.11-14
	c. 消防自動車による使用済燃料ピットへの注水【自主対策】	1.11-14
	(2) 優先順位	1.11-15
1.11.2.2	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等	1.11-15
	(1) 使用済燃料ピットへのスプレー	1.11-15
	a. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー【自主対策】	1.11-15
	b. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー【技術的能力】	1.11-16
	(2) 燃料取扱棟への放水	1.11-17
	a. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水【技術的能力】	1.11-17
	(3) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和【自主対策】	1.11-17
	(4) 優先順位	1.11-17
1.11.2.3	重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時の手順	1.11-18
	(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.11-18
	(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視【技術的能力、有効性評価】	1.11-19
1.11.2.4	使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.11-20

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成二十五年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<設置許可基準規則第54条>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵</p>	<p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持でき</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>るものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
<p>2.2 全交流電源喪失</p> <p>3.11 格納容器過圧破損</p> <p>3.12 格納容器過温破損</p> <p>4.1 想定事故1（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し蒸発により水位が低下する事象）</p> <p>4.2 想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事象）</p> <p>5.2 全交流電源喪失（停止中）</p>	<p>中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水</p>
<p>4.1 想定事故1（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し蒸発により水位が低下する事象）</p> <p>4.2 想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事象）</p>	<p>常設設備による使用済燃料ピットの状態監視</p>

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.11.1 対応手段と設備の選定

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、①第54条及び重大事故等防止技術的能力基準1.11項（以下「第54条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第54条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却機能である。注水機能は、使用済燃料ピット水補給設備による注水機能である。これらの機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料ピット内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとともに、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第54条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第54条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第54条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）及び第 11.11.2 図（機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時）」参照）を踏まえ、「使用済燃料ピットからの大量の水が漏えいし使用済燃料ピットの水位が維持できない場合」、「使用済燃料ピットの冷却機能又注水機能の喪失、又は使用済燃料ピットの小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位が低下した場合」を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、静的機器である主配管の故障を除き網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第 1.2.1 図 機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）」及び第 11.11.2 図 機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時）」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第54条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第54条等の要求事項を満たすため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料ピットへの代替注水のための中型ポンプ車等及び手順等。</p> <p>② 使用済燃料ピットへのスプレイのための中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲等並びに手順等。</p> <p>③ 燃料取扱棟への放水のための大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲等及び手順等。</p> <p>④ 状態監視設備（使用済燃料ピット温度、水位等を監視するための計測設備）及び手順等。</p> <p>⑤ 状態監視設備に給電するための代替電源設備（空冷式非常用発電装置等）及び手順等</p> <p>また、第54条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」における燃料損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>① 使用済燃料ピットへの代替注水を行うための設備及び手順等。</p> <p>② 使用済燃料ピットを監視するための設備及び手順。</p> <p>③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第54条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※ ¹	<p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」として、</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>【設備（措置）】※²</p> <p>2 「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」として、</p> <p>a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>3 使用済燃料貯蔵槽の監視として、</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。【設備（措置）】※²</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> <p>【設備（措置）】※²</p>	<p>第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>1</p> <p>a) 「中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水」のための手順等 当該手順は、使用済燃料ピットへの代替注水のための手段であり、そのために、可搬型代替注水設備として中型ポンプ車等を新たに整備する。</p> <p>2</p> <p>a) 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー」のための手順等 当該手順に必要な設備として、可搬型スプレー設備である、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、小型放水砲を配備する。</p> <p>3</p> <p>b) 「使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等」 当該手順により、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。</p> <p>c) 「可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視」のための手順等 当該手順により、使用済燃料ピットの状態監視を行う。そのために必要な設備として、使用済燃料ピット水位計（AM）、使用済燃料ピット広域水位計（AM）、使用済燃料ピット温度計（AM）、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタを配備するとともに、使用済燃料ピットの状態を監視するため、使用済燃料ピット監視カメラを新たに整備する。</p>
【技術的能力】※ ³	<p>1 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」として、</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>1</p> <p>a) 「中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水」のための手順等 当該手順により、原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の使用済燃料ピット崩壊熱を条件として評価した想定事故1及び想定事故2が発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できる最低</p>

		<p>2 「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」として、</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>3 使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>水位に到達する前に注水を開始でき、かつ使用済燃料ピット水の蒸散率以上で注水することにより、燃料有効長頂部を冠水させ、放射線の遮蔽が維持される水位を確保するとともに未臨界を維持する。</p> <p>2</p> <p>a) 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー」のための手順等 当該手順により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（EL. +30.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続し、使用済燃料ピットの水位が維持できない場合、小型放水砲等のスプレー設備により、使用済燃料ピットを冷却状態へと導く。</p> <p>b) 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー」のための手順等 当該手順により、燃料損傷時には使用済燃料ピット全面にスプレーすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する。</p> <p>3</p> <p>a) 「常設設備及び可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視」のための手順 当該手順における使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備により監視を行う。重大事故等時には、これらの可搬型の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。また、各計器の計測範囲を把握した上で使用済燃料ピットの水位、水温及び空間線量率の状態監視を行う。</p> <p>b) 「使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等」 使用済燃料ピットの水温、水位及び上部の空間線量率の監視設備並びに監視カメラは、非常用所内電源から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電源が給電される。これらの監視設備を用いた使用済燃料ピットの監視は運転員が行う。</p>	
--	--	---	---	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第54条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.11

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順：中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水、常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

1.11.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第54条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第54条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.11.2.(1)a、1.11.2.2(1)b、(2)a、1.11.2.3(2)、1.11.2.4に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 使用済燃料ピットへの代替注水。そのために、中型ポンプ車等を新たに整備する。</p> <p>b. 使用済燃料ピットへのスプレー注水及び燃料取扱棟への大型放水砲等による注水。そのために、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車、大型放水砲等を新たに整備する。</p> <p>c. 使用済燃料ピットの状態監視。そのために、使用済燃料ピット水位計（AM）、使用済燃料ピット広域水位計（AM）、使用済燃料ピット温度計（AM）、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラを新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.11.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水」のための手順等</p> <p>使用済燃料ピットの水温が65℃を超える場合又は超えるおそれがある場合、使用済燃料ピット水位がEL. +30.5m以下まで低下した場合又は低下するおそれがある場合には、中型ポンプ車等による使用済燃料ピットへの注水の手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車、送水ホース等の運搬、設置、系統構成等を計12名により約2時間で実施する。</p> <p>b. 「中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー」のための手順等</p> <p>使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下に低下し、かつ、水位低下が継続する場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、小型放水砲等による使用済燃料ピットへのスプレーのための手順に着手する。この手順では、ポンプ、ホース等の運搬、接続作業、ポンプの起動、使用済燃料ピットへのスプレー等を計12名により約1時間55分で実施する。</p> <p>c. 「可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視」のための手順等及び「使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等」</p> <p>重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料ピット水位計（AM）、使用済燃料ピット温度計（AM）及び使用済燃料ピット監視カメラは設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。使用済燃料ピットの水温が65℃を超える場合又は超えるおそれがある場合、使用済燃料ピット水位がEL. +30.5m以下まで低下した場合又は低下するおそれがある場合には、使用済燃料ピット広域水位計（AM）及び可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ等を用いた使用済燃料ピットの状態監視のための手順に着手する。この手順では、可搬型設備の運搬、設置、接続等を計5名により約2時間20分で実施する。また、交流又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>③作業環境等 上記で選定した手順について、<u>可搬型設備保管エリア、運搬ルート、設置エリア周辺には作業を行う上で支障となる設備がないこと、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることなどを確認した。</u></p>
<p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.11.2(1)a. 1.11.2.3(1)、1.11.2.4に示す。</p> <p>1) 対策と設備 及び 2) 手順等の方針 <u>有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」に対する対策を、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視、及びそれらの設備への代替給電としている。これらの対策は1.11.2.1(1)a.、1.11.2.3(2)、1.11.2.4と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである</u>としていることを確認した。</p>
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>「使用済燃料ピットへの注水」及び「燃料取扱棟への放水」について優先順位等が示されていることを確認した。 詳細については、1.11.2.1(3)及び1.11.2.2(4)に示す。</p>
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されているこ</p>	<p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、使用済燃料貯蔵槽の冷却について以下の多様性拡張設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p><u>(1) 使用済燃料ピットへの代替注水のための設備及び手順等</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>と、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>使用済燃料ピットへの代替注水ための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.11.2.1(1)b.及びc. に示す。</p> <p>①対策と設備 使用済燃料ピットへの代替注水のための設備（表2自主対策における多様性拡張設備 参照）を用いた主な手順等を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a) 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による使用済燃料ピットへの注水 使用済燃料ピットの水温が65℃を超える場合又は超えるおそれがある場合、使用済燃料ピット水位がEL. +30.5m以下まで低下した場合又は低下するおそれがある場合、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認した場合には、淡水タンクから電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、消火ポンプ等の起動、使用済燃料ピットへの注水を計7名により約1時間20分で実施する。</p> <p>b) 消防自動車による使用済燃料ピットへの注水 中型ポンプ車、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水ができない場合、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認した場合には、淡水タンク又は海を水源とした消防自動車による使用済燃料ピットへの注水に着手する。この手順では、系統構成、消防自動車等の起動、使用済燃料ピットへの注水を計6名により約1時間10分で実施する。</p> <p>（2）使用済燃料ピットからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等 使用済燃料ピットからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.11.2.2(3)、1.11.2.2(1)a. に示す。</p> <p>①対策と設備 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいを緩和するための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照。）を用いた主な手順等を以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和 使用済燃料ピット水位がEL. +30.5m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下となり、かつ水位低下が継続する場合には、使用済燃料ピットにおいて、ステンレス鋼板、ガスケット材、ロープ（吊り降ろし用）等を用いた水の漏えい緩和に着手するとしている。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計3名により約1時間10分で実施するとしている。</p> <p>b) 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー 使用済燃料ピット水位がEL. +30.5m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下に低下し、かつ、水位低下が継続する場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、常設放水砲等による使用済燃料ピットへのスプレーのための手順に着手する。この手順では、ポンプ、送水ホース等の運搬、接続作業、ポンプの起動、使用済燃料ピットへのスプレー等を計12名により約1時間50分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※ 1.11.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針 ○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準] b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング] c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器] <p>②必要な人員等</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順] b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等] c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器] <p>③アクセスルートの確保等</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート] b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等] c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境] <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準] b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順] c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]

(1) 使用済燃料ピットへの注水

a. 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水【技術的能力、有効性評価】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>使用済燃料ピットへの代替注水</u> として、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 2a)にて求められている「想定事故 1 及び 2 が発生した場合の代替注水設備」に係る手段である。このための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、 <u>中型ポンプ車等を新たに整備する</u> としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手は、<u>使用済燃料ピットの水温が 65℃を超える場合又は超えるおそれがある場合、使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m 以下まで低下した場合又は低下するおそれがある場合には、中型ポンプ車等による使用済燃料ピットへの注水の手順に着手する</u>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに設計基準対象施設である燃料取替用水タンクポンプ又は 1 次系純水サービスポンプによる注水機能が喪失した場合、又は設計基準対象施設による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が上昇しない場合に、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を行うものであり、判断基準である「使用済燃料ピット水位」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「使用済燃料ピット水位」等については、使用済燃料ピット水位計等で監視することとしており、それが、「第 1.11.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、使用可能な淡水タンク（2 次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）がある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合は海を水源とする。注水については使用済燃料ピット代替給水配管が使用可能であれば使用済燃料ピット代替給水配管を使用し、使用不能であれば使用済燃料ピットへホースを敷設し、可搬型設備である中型ポンプ車により使用済燃料ピットへ注水する手順であり、「第 1.11.4 図 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 タイムチャート」を踏まえ、<u>中型ポンプ車、送水ホース等の運搬、設置、系統構成等</u>の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>なお、注水については使用済燃料ピット代替給水配管が使用可能であれば使用済燃料ピット代替給水配管を使用し、使用不能であれば使用済燃料ピットへホースを敷設し、可搬型設備である中型ポンプ車により使用済燃料ピットへ注水するとしていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、現場対応について、中型ポンプ車による使用済み燃料ピットへの注水開始までの作業を、発電所災害対策本部要員計 12 名により約 2 時間で実施する</u>ことを確認した。また、設置許可基準 37 条（有効性評価）の「4.1 想定事故 1（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し蒸発により水位が低下する事象）」においては、作業に必要な要員計 6 名、中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水を開始する時間を事象発生後 5.6 時間後と評価している。4.2 想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事象）においては、それぞれ 6 名、2.2 時間と評価している。これらのことから、当該手順実施にあたり、必要な人数が確保され十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

b. 消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに設計基準対象施設である燃料取替用水タンクポンプ又は1次系純水サービスポンプによる注水機能が喪失した場合又は設計基準対象施設による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が上昇しない場合、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による使用済燃料ピットへの注水を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順の着手は、<u>使用済燃料ピットの水温が 65℃を超える場合又は超えるおそれがある場合、使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m 以下まで低下した場合又は低下するおそれがある場合、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認した場合</u>には、淡水タンクから電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源とし、消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）により使用済燃料ピットへ注水する手順であり、<u>系統構成、消火ポンプ等の起動、使用済燃料ピットへの注水</u>のために必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、現場対応を運転員 1 名及び発電所災害対策本部要員 6 名の計 7 名により</u>、使用済燃料ピットへの注水開始までの作業を<u>約 1 時間 20 分で実施する</u>としていることを確認した。</p>

c. 消防自動車による使用済燃料ピットへの注水【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、さらに中型ポンプ車及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）が使用できない場合、消防自動車による使用済燃料ピットへの注水を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順の着手は、<u>中型ポンプ車、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水ができない場合、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認した場合</u>には、淡水タンク又は海を水源とした消防自動車による使用済燃料ピットへの注水に着手することから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、使用可能な淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）がある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合は海を水源とする。注水については使用済燃料ピット代替給水配管が使用可能であれば使用済燃料ピット代替給水配管を使用し、使用不能であれば使用済燃料ピットへホースを敷設し、可搬型設備である消防自動車により使用済燃料ピットへ注水するためのものであり、<u>系統構成、消防自動車等の起動、使用済燃料ピットへの注水</u>のために必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>なお、注水については使用済燃料ピット代替給水配管が使用可能であれば使用済燃料ピット代替給水配管を使用し、使用不能であれば使用済燃料ピットへホースを敷設し、可搬型設備である消防自動車により使用済燃料ピットへ注水するとしていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、現場対応を発電所災害対策本部要員計 6 名により</u>、使用済燃料ピットへの注水開始までの作業を<u>約 1 時間 10 分で実施する</u>としていることを確認した。</p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>使用済燃料ピットへの注水に係る優先順位等について以下の方針であることを確認した。</p> <p>a. 使用済燃料ピットへの注水は、使用可能であれば設計基準対象施設である燃料取替用水タンクポンプ又は1次系純水サービスポンプによる使用済燃料ピットへの注水を優先する。</p> <p>b. 設計基準対象施設が使用できない場合や漏えい量から追加の注水が必要となる場合は、可搬型設備（中型ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。</p> <p>c. 中型ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択する。中型ポンプ車及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による使用済燃料ピットへの注水ができない場合に消防自動車を使用する。なお、構内で火災が発生している場合において、重大事故等に対処するために消火が必要な火災が発生している場合には、消火用として配備している消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）及び消防自動車は消火活動を優先して実施する。</p> <p>d. また、中型ポンプ車及び消防自動車による使用済燃料ピットへの注水に使用する水源となる淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）又は海の優先順位は、淡水タンクが健全で水位が確保されていれば、淡水タンクを優先する。</p>

1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等

(1) 使用済燃料ピットへのスプレイ

a. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイ【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイを行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 当該手順の着手は、<u>使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下に低下し、かつ、水位低下が継続する場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、常設放水砲等による使用済燃料ピットへのスプレイのための手順に着手する</u>ことから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイを行うための手順であり、<u>ポンプ、送水ホース等の運搬、接続作業、ポンプの起動、使用済燃料ピットへのスプレイ等</u>のために必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、現場対応を発電所災害対策本部要員計 12 名により使用済燃料ピットへのスプレイ開始までの作業を約 1 時間 50 分で実施する</u>としていることを確認した。</p>

b. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイ【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>使用済燃料ピットへのスプレイ注水</u> として、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3a)、3b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合においてスプレイ設備による臨界防止等に必要な手順を整備すること」等に係る手段である。このための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、 <u>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、小型放水砲等を新たに整備する</u> としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、 <u>使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下に低下し、かつ、水位低下が継続する場合には、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、小型放水砲等による使用済燃料ピットへのスプレイのための手順に着手する</u> としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、使用可能な淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）がある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合は海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車から可搬型設備である小型放水砲へ送水し、使用済燃料ピットへスプレイするものであり、判断基準である「使用済燃料ピット水位等」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「使用済燃料ピット水位」等を使用済燃料ピット水位計等で監視することとしており、それが、「第 1.11.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイを行うものである。使用可能な淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）がある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合は海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車から可搬型設備である小型放水砲へ送水し、使用済燃料ピットへスプレイするものであり、 <u>ポンプ、ホース等の運搬、接続作業、ポンプの起動、使用済燃料ピットへのスプレイ等の必要な手段が示されている</u> ことを確認した。 b. <u>この手順では、当該手順操作における現場対応について、発電所災害対策本部要員計 12 名により使用済燃料ピットへのスプレイ開始までの作業を約 1 時間 55 分で実施する</u> としていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、 <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認していることを確認した。

(2) 燃料取扱棟への放水

a. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、燃料取扱棟への大型放水砲等による注水として、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3b) にて求められている「燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順の整備」に係る手段である。このための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車、大型放水砲等を新たに整備していることを確認した。
2) 手順等の方針	当該手順の着手は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（EL. +30.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水の手順に着手するとしていることを確認し、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 なお、当該操作手順等については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」に整備するとしていることを確認した。

(3) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	使用済燃料ピットからの漏えい緩和。当該手順では、多様性拡張設備を使用しないことを確認した。なお、当該手順で使用するステンレス鋼板等については、資機材であることを確認した。
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 当該手順の着手は、使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m（使用済燃料ピット出口配管下端）以下となり、かつ水位低下が継続する場合であって燃料取扱棟へアクセスできる場合には、使用済燃料ピットにおいて、ステンレス鋼板、ガスケット材、ロープ（吊り降ろし用）等を用いた水の漏えい緩和に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該操作手順は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、予め準備している漏えい抑制のための資機材を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを緩和するものであり、漏えい部への鋼板の設置等のために必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. この手順では、当該手順操作における現場対応を発電所災害対策本部要員計 3 名により使用済燃料ピットからの漏えい緩和操作完了までの作業を約 1 時間 10 分で実施するとしていることを確認した。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生した場合の対応について、以下の方針であることを確認した。とおりあることを確認した。</p> <p>a) 漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を優先する。ただし、漏えい緩和には不確定要素が多いことから中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による常設放水砲又は小型放水砲を使用した使用済燃料ピットへのスプレーは、並行して準備を実施する。</p> <p>b) 常設放水砲又は小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレーの優先順位は、放水砲の設置等の必要がなく、作業が容易な常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレーを優先し、常設放水砲が使用できない場合は、小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレーを</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>実施する。</p> <p>c) また、燃料取扱棟へアクセスできない場合は、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水を実施する。</p>

1.11.2.3 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時の手順

(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>当該手順は、<u>使用済燃料ピットの状態監視</u>として、常設設備による使用済燃料ピットの状態監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 4a) にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位等について重大事故等により変動する範囲に渡り計測できること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、<u>使用済燃料ピット水位計（AM）、使用済燃料ピット温度計（AM）、使用済燃料ピット監視カメラを新たに整備する</u>とされていることを確認した。</p> <p>これら監視計器については、常設設備であり、設置等を必要としないため、継続的に監視を実施するとしており、手順着手の判断基準、所要時間等が示されていないことを確認した。</p>

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視【技術的能力、有効性評価】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>使用済燃料ピットの状態監視</u> として、可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 4a)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位等について重大事故等により変動する範囲にわたり計測できること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、 <u>使用済燃料ピット広域水位計（AM）</u> 、 <u>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタを新たに整備する</u> としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料ピット水位計（AM）、使用済燃料ピット温度計（AM）及び使用済燃料ピット監視カメラは設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。</u> 当該手順の着手は、 <u>使用済燃料ピットの水温が 65℃を超える場合又は超えるおそれがある場合、使用済燃料ピット水位が EL. +30.5m 以下まで低下した場合又は低下するおそれがある場合には、使用済燃料ピット広域水位計（AM）及び可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ等を用いた使用済燃料ピットの状態監視のための手順に着手する</u> としていること、 <u>交流又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電後に手順に着手する</u> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管からの漏えいにより使用済燃料ピットの水水位が低下した場合に、可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視を実施するものであり、判断基準である「使用済燃料ピットの水温及び水位」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「使用済燃料ピットの水温及び水位」については、使用済燃料ピット温度計、使用済燃料水位計等で監視することとしており、それが、「第 1.11.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、可搬型設備である使用済燃料ピット広域水位計（AM）、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタにより中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する手順であり、 <u>可搬型設備の運搬、設置、接続等</u> の必要な手段が示されていることを確認した。 b. <u>この手順では、当該手順操作における現場対応を発電所災害対策本部要員計 5 名により</u> 、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタによる監視開始までの所要時間は約 1 時間 10 分、使用済燃料ピット監視カメラ冷却開始までの所要時間は約 35 分、使用済燃料ピット広域水位計（AM）による監視開始までの所要時間 <u>約 2 時間 20 分で実施する</u> ことを確認した。 c. また、当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、 <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認していることを確認した。

1.11.2.4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 4b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の計測器が交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設からの給電を可能とすること」に係る手段である。</p> <p>全交流動力電源喪失時又は直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
使用済燃料への注水	電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ	消火を目的とする設備であるため、重大事故等対処設備として信頼性は十分ではないものの、使用済燃料ピットへの注水の代替手段となり得る。	
	消防自動車	消火を目的とする設備であるため、重大事故等対処設備として信頼性は十分ではないものの、使用済燃料ピットへの注水の代替手段となり得る。	
使用済燃料ピットへのスプレイ	常設放水砲	重大事故等対処設備に要求される可搬型設備ではないものの、代替設備となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.12及び設置許可基準規則第55条）

I	要求事項の整理	1.12-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.12-3
1.12.1	対応手段と設備の選定	1.12-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.12-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.12-4
1.12.2	重大事故等時の手順等	1.12-8
1.12.2.1	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順	1.12-13
(1)	大気への拡散抑制	1.12-13
a.	大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】	1.12-13
(2)	海洋への拡散抑制	1.12-14
a.	敷地内貯留及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】	1.12-14
b.	シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】	1.12-15
(3)	優先順位	1.12-15
1.12.2.2	使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の手順	1.12-16
(1)	大気への拡散抑制	1.12-16
a.	中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲又は常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイ【技術的能力（第55条等）】	1.12-16
b.	大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】	1.12-16
(2)	海洋への拡散抑制	1.12-17
a.	敷地内貯留及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】	1.12-17
b.	シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】	1.12-18
(3)	優先順位	1.12-18
1.12.2.3	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順	1.12-19
(1)	初期対応における延焼防止処置	1.12-19
a.	化学消防自動車及び水槽付消防自動車による泡消火【自主対策】	1.12-19
b.	中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火【自主対策】	1.12-19
c.	ポータブルCAFSによる泡消火【自主対策】	1.12-20
(2)	航空機燃料火災の泡消火	1.12-20
a.	大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による泡消火【技術的能力（第55条等）】	1.12-20
(3)	優先順位	1.12-21
1.12.2.4	燃料の補給手順等	1.12-22
(1)	大型ポンプ車（泡混合機能付）及び大型ポンプ車への燃料（軽油）補給【技術的能力（第55条等）】	1.12-22

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等について以下のとおり要求している。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第55条>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない</p>	<p>第五十五条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第五十五条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.12.1 対応手段と設備の選定

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12項（以下「第55条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第55条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第55条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第55条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定するとしており、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第55条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第55条等による要求事項に基づき、対応手段として、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の手順及び原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第55条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器及びアニュラス部（以下「原子炉格納容器等」という。）又は燃料取扱棟等へ放水するための大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、大型放水砲等の設備及び手順等。</p> <p>② 流出経路の雨水排水枡等に放射性物質吸着剤（以下「吸着剤」という。）を設置及び海洋への流出箇所シルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための設備及び手順等。</p> <p>③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車及び大型放水砲等の設備及び手順等。</p> <p>また、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外へ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>の放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、第55条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第55条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>a) 原子炉格納容器等又は燃料取扱棟等へ放水するための大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、大型放水砲等の設備及び手順等として、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉格納容器の頂部まで放水できるとしていることを確認した。</p> <p>b) 航空機燃料火災に対して泡消火するための大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車及び大型放水砲等の設備及び手順等として、航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡混合器により、泡消火薬剤を混合し、大型放水砲等による泡消火ができることから、航空機衝突による航空機燃料火災に対応できるとしていることを確認した。</p> <p>c) 原子炉格納容器等又は燃料取扱棟等へ放水するための大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、大型放水砲等の設備及び手順等として、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等は、車両等により運搬、移動できる原子炉格納容器等又は燃料取扱棟に対して、複数の方向から放水できることから、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能であるとしていることを確認した。</p> <p>d) 本申請が3号炉のみであるため、適用しないとしていることを確認した。</p> <p>e) 流出経路の雨水排水枡等に放射性物質吸着剤を設置及び海洋への流出箇所シルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための手順として、大型放水砲等による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、発電所から海洋への流出箇所の取水ピット、放水ピット及び海水ピット等にシルトフェンスを設置し、放射性物質の拡散の抑制を図ることを確認した。</p>

<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>	<p>a)</p> <p>原子炉格納容器等又は燃料取扱棟等へ放水するための大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、大型放水砲等による放射性物質の拡散を抑制するための手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>b)</p> <p>流出経路の雨水排水枡等に吸着剤を設置及び海洋への流出箇所にシルトフェンスを設置して、汚染水の海洋への拡散を抑制するための手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>	
------------------	--	--	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第55条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 12

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

なし

1.12.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第55条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。 なお、具体的な個別手順の確認内容については、1.12.2.1、1.12.2.2及び1.12.2.3に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 放水設備を用いた屋外から原子炉格納容器等又は燃料取扱棟への放水。そのために、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、大型放水砲等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 原子炉格納容器等又は燃料取扱棟への放水による海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、吸着剤、シルトフェンス及び小型船舶等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順</p> <p>(a) 大気への拡散抑制</p> <p>炉心出口温度が350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が1×105mSv/h以上になり、原子炉格納容器へのスプレーがスプレー流量等で確認できない場合には、原子炉格納容器等への放水の手順に着手する。この手順では、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を取水箇所周辺に配置し、取水準備及び大型ポンプ車（泡混合機能付）等から大型放水砲までホースを布設後、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を起動し、大型放水砲により放水開始するまでの作業を計10名により約3時間30分で実施する。</p> <p>(b) 海洋への拡散抑制</p> <p>大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、併せて汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、原子炉建屋及び補助建屋雨水路のドライエリアに切替える作業及び吸着剤を設置する雨水排水枡等（9箇所）のうち、雨水排水枡（2箇所）については計2名により約1時間30分で実施後、放水する。その後、東側最終雨水枡（1箇所）及び最終雨水枡（6箇所）への吸着剤設置については計6名により約4時間40分で実施する。並行して、シルトフェンスを放水ピット、取水ピット等の設置場所へ運搬し、小型船舶等を使って放水ピット、取水ピット等に展張する作業（5箇所設置）を計26名により約20時間で実施する。</p> <p>b. 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の手順</p> <p>(a) 大気への拡散抑制</p> <p>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（EL. +30.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続しており、さらに燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により燃料取扱棟に近づけないと判断される場合には、燃料取扱棟への放水の手順に着手する。この手順では、大型放水砲の放水先が原子炉格納容器等から燃料取扱棟に変わるだけでその他の手順は上記a.の場合と同様</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>であるとしている。</p> <p>使用済燃料ピットへのスプレイの本操作手順は、「1. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」において確認する。</p> <p>(b) 海洋への拡散抑制</p> <p>大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、併せて汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、原子炉建屋及び補助建屋雨水路のドライエリアに切替える作業及び吸着剤を設置する雨水排水枡等（9箇所）のうち、雨水排水枡（2箇所）については計2名により約1時間30分で実施後、放水する。その後、東側最終雨水枡（1箇所）及び最終雨水枡（6箇所）への吸着剤設置については計6名により約4時間40分で実施する。並行して、シルトフェンスを放水ピット、取水ピット等の設置場所へ運搬し、小型船舶等を使って放水ピット、取水ピット等に展張する作業（5箇所設置）を計26名により約20時間で実施する。</p> <p>c. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火を行うための手順に着手する。この手順では、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を取水箇所周辺に配置し、取水準備及び大型ポンプ車（泡混合機能付）等から大型放水砲までホースを布設後、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び泡混合器を起動し、大型放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計12名により約3時間30分で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等により、原子炉格納容器等へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉格納容器等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、ヘッドライト等により夜間等のアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、大型ポンプ車（泡混合機能付）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>
<p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(2) 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置づけた対策はないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>規制要求に対する手順等における優先順位についての主な確認結果を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容については、1. 12. 2. 1(3)、1. 12. 2. 2(3)、1. 12. 2. 3(3)、以降に示す。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷に至った場合には、発電所敷地外への放射性物質の拡散の抑制を図ることを優先していることを確認した。</p> <p>b. 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の手順 使用済燃料ピット内燃料体等が著しい損傷に至った場合には、発電所敷地外への放射性物質の拡散の抑制を図ることを優先していることを確認した。</p> <p>c. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災の消火を図ることを優先していることを確認した。</p>
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、自主的な対応として、航空機衝突による航空機燃料火災等時に泡消火を実施するための以下の多様性拡張設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>①及び② 航空機衝突による航空機燃料火災等時に泡消火を実施するための主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 化学消防自動車及び水槽付消防自動車による泡消火 航空機燃料火災が発生した場合において、大型放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び水槽付消防自動車による泡消火に着手する。この手順では、水源近傍に水槽付消防自動車を設置し、ホースにより水源と水槽付消防自動車を接続し、さらに消火活動場所に配置された化学消防自動車とホースで接続し、化学消防自動車による泡消火を開始する。以上の作業を計8名により約1時間10分で実施する。水源として他の防火水槽、海等を用いた場合も同様な手順である。</p> <p>b. 中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>航空機燃料火災が発生した場合には、中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火に着手する。この手順では、水源近傍に中型ポンプ車を設置し、ホースを可搬型泡放水砲と接続し、可搬型泡放水砲による泡消火を開始する。以上の作業を計8名により約1時間40分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.12.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順

(1) 大気への拡散抑制

a. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	放水設備を用いた屋外から原子炉格納容器等への放水を行うとしていることを確認した。 大気への拡散抑制に使用する設備のうち、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、大型放水砲等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.12 の解釈 1 a)にて求められている「炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」として、炉心出口温度が 350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 105 \text{mSv/h}$ 以上になり、原子炉格納容器へのスプレーがスプレー流量等で確認できない場合には、原子炉格納容器等への放水の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されているとしていることを確認した。 b. 当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合には、炉心注水及び格納容器スプレーを行うが、これらの機能が喪失した場合、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制を行うことを確認した。また、判断基準である「炉心出口温度」、「格納容器内高レンジエリアモニタ」及び「原子炉格納容器へのスプレー流量」を確認することにより適切に手順に着手できるとしていることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「炉心出口温度」を「炉心出口温度計」で、「格納容器内高レンジエリアモニタ」を「格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）」、「原子炉格納容器へのスプレー流量」を「代替格納容器スプレーライン積算流量計（AM）」で監視することとしており、それが、「第 1.12.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されているとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制をする手順であり、「第 1.12.2 図 大気への拡散抑制 タイムチャート」を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしていることを確認した。 ※プルーム通過中における必要な要員の確保は、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」において確認している。 b. 当該の確認手順操作について、この手順では、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を取水箇所周辺に配置し、取水準備及び大型ポンプ車（泡混合機能付）等から大型放水砲までホースを布設後、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を起動し、大型放水砲により放水開始するまでの作業を計 10 名により約 3 時間 30 分で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.12.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されているとしていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保しているとしていることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保しているとしていることを確認した。 c. 大型ポンプ車（泡混合機能付）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないとしていることを確認した。 以上について、補足説明資料（添付資料 1.12.3）において、操作の成立性として具体的な内容が示されている。

(2) 海洋への拡散抑制

a. 敷地内貯留及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>原子炉格納容器等への放水による海洋への放射性物質の拡散の抑制を行うとしていることを確認した。</p> <p>海洋への拡散抑制に使用する設備のうち、放射性物質吸着剤を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.12 の解釈 1 b)にて求められている「海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等」として、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、併せて汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されているとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合又は原子炉格納容器等が破損した場合において、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲により原子炉格納容器等へ放水する場合、敷地内貯留及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制を行う。また、判断基準である「大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合」を確認することにより適切に手順に着手できるとしていることを確認した。</p> <p>c. 1.12.2.1 (1) aと同様であるとしていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作（動作状況の確認）は、敷地内貯留及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制をする手順であり、「第 1.12.4 図 海洋への拡散抑制（敷地内貯留及び雨水排水枡への放射性物質吸着剤設置）タイムチャート」等を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該の確認手順操作について、この手順では、原子炉建屋及び補助建屋雨水路のドライエリアに切替える作業及び吸着剤を設置する雨水排水枡等（9箇所）のうち、雨水排水枡（2箇所）については計2名により約1時間30分で実施後、放水する。その後、東側最終雨水枡（1箇所）及び最終雨水枡（6箇所）への吸着剤設置については計6名により約4時間40分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 1.12.2.1 (1) aと同様であるとしていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保しているとしていることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保しているとしていることを確認した。</p> <p>c. 汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、タイベック、全面マスク、ゴム手袋等を着用していることを確認した。</p> <p>周辺には支障となる設備はなく、作業員はヘッドライト・懐中電灯等を携行し、夜間・暗所でも作業できるとしていることを確認した。</p> <p>以上については、補足説明資料(添付資料 1.12.6~8)において、操作の成立性として具体的な内容が示されている。</p>

b. シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	原子炉格納容器等への放水による海洋への放射性物質の拡散の抑制を行うとしていることを確認した。 海洋への拡散抑制に使用する設備のうち、シルトフェンス及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.12 の解釈 1 b)にて求められている「海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等」として、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、併せて汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されているとしていることを確認した。 b. 当該手順は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合又は原子炉格納容器等が破損した場合において、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲により原子炉格納容器等へ放水することにより発生する放射性物質を含む汚染水が海洋へ流出することを抑制するため、海水ピット、放水ピット、取水ピット及び雨水排水口の海洋側へのシルトフェンスを設置する。また、判断基準である「大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合」を確認することにより適切に手順に着手できるとしていることを確認した。 c. 1.12.2.1（1）aと同様であるとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作（動作状況の確認）は、シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制をする手順であり、「第 1.12.6 図 海洋への拡散抑制（海水ピットシルトフェンス設置） タイムチャート」等を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。 b. 当該手順操作について、この手順では、1.12.1.2（2）a.と並行して、シルトフェンスを放水ピット、取水ピット等の設置場所へ運搬し、小型船舶等を使って放水ピット、取水ピット等に展張する作業（5箇所設置）を計26名により約20時間で実施するとしていることを確認した。 c. 1.12.2.1（1）aと同様であることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保しているとしていることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保しているとしていることを確認した。 c. 汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、タイベック、全面マスク、ゴム手袋等を着用するとしていることを確認した。 以上については、補足説明資料（添付資料 1.16.5）において、操作の成立性として示されている。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	優先順位は以下のとおりであることを確認した。 放水が必要と判断すれば敷地内貯留及び放射性物質吸着剤設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。 ドライエリアから汚染水が溢水するまでに、最終雨水枘（6箇所）に放射性物質吸着剤を設置することで放射性物質の海洋への拡散抑制を行う。 その後、発電所災害対策本部要員により海水ピット等へのシルトフェンス、土嚢設置並びに雨水排水口の海洋側へのシルトフェンス設置をする。

1.12.2.2 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の手順

(1) 大気への拡散抑制

a. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲又は常設放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイ【技術的能力（第55条等）】

確認結果（伊方）	
<p>重大事故等防止技術的能力基準 1.16 の解釈 1 a)にて求められている「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」として、<u>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（EL. +30.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続するおと判断される場合には、燃料取扱棟への放水の手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されているとしていることを確認した。</p> <p>なお、本対応は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて確認を行った。</p>	

b. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p><u>放水設備を用いた屋外から燃料取扱棟への放水</u>を行うとしていることを確認した。</p> <p>大気への拡散抑制に使用する設備のうち、<u>大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、大型放水砲等を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p>
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.16 の解釈 1 a)にて求められている「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」として、<u>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（EL. +30.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続しており、さらに燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により燃料取扱棟に近づけないと判断される場合には、燃料取扱棟への放水の手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されているとしていることを確認した。</p>
b. 着手タイミング	<p>b. 判断基準として、「使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（EL. +30.5m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続しており、さらに燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により燃料取扱棟に近づけないと判断される場合」としており、適切に手順着手できるとしていることを確認した。</p>
c. 判断計器	<p>c. 判断基準である「使用済燃料ピット水位」を「使用済燃料ピット水位計」、「使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇」を「使用済燃料ピットエリアモニタ」で監視すること、それが、「第 1.12.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されているとしていることを確認した。</p>
②必要な人員等	
a. 操作手順	<p>a. 当該操作手順は、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制を行う手順であり、「第 1.12.2 図 大気への拡散抑制 タイムチャート」を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p>
b. 所要時間等	<p>b. 当該手順操作について、<u>この手順では、取水準備及び大型ポンプ車（泡混合機能付）等から大型放水砲までホースを布設後、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を起動し、大型放水砲により放水開始するまでの作業を 10 名で約 3 時間 30 分実施する</u>としていることを確認した。</p>
c. 操作機器	<p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.12.4 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	<p>a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保している</u>としていることを確認した。</p>
b. 通信設備等	<p>b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保している</u>としていることを確認した。</p>
c. 作業環境	<p>c. <u>大型ポンプ車（泡混合機能付）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>としていることを確認した。</p> <p>以上について、補足説明資料（添付資料 1.12.3）において、操作の成立性として具体的な内容が示されている。</p>

(2) 海洋への拡散抑制

a. 敷地内貯留及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>燃料取扱棟への放水による海洋への放射性物質の拡散の抑制を行う」としていることを確認した。</p> <p>海洋への拡散抑制に使用する設備のうち、「放射性物質吸着剤を重大事故等対処設備として新たに整備する」としていることを確認した。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.16 の解釈 1 b)にて求められている「海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等」として、「大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、併せて汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されているとしていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準として、「大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合」としており、適切に手順着手できるとしていることを確認した。</p> <p>c. 1.12.2.1 (1) aと同様であるとしていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、敷地内貯留及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制を行う手順であり、「第 1.12.4 図 海洋への拡散抑制（敷地内貯留及び雨水排水枡への放射性物質吸着剤設置）タイムチャート」等を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作について、「この手順では、原子炉建屋及び補助建屋雨水路のドライエリアに切替える作業及び吸着剤を設置する雨水排水枡等（9箇所）のうち、雨水排水枡（2箇所）については計2名により約1時間30分で実施後、放水する。その後、東側最終雨水枡（1箇所）及び最終雨水枡（6箇所）への吸着剤設置については計6名により約4時間40分で実施する」としていることを確認した。</p> <p>c. 1.12.2.1 (1) aと同様であるとしていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保している」としていることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保している」としていることを確認した。</p> <p>c. 汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、タイベック、全面マスク、ゴム手袋等を着用するとしていることを確認した。</p> <p>以上については、補足説明資料(添付資料 1.12.6~8)において、操作の成立性として具体的な内容が示されている。</p>

b. シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制【技術的能力（第55条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	原子炉格納容器等又は燃料取扱棟への放水による海洋への放射性物質の拡散の抑制を行うとしていることを確認した。 海洋への拡散抑制に使用する設備のうち、海水ピットシルトフェンス、取水ピットシルトフェンス、放水ピットシルトフェンス、放水ピットテントシート、雨水排水口海洋シルトフェンス及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.16 の解釈 1 b)にて求められている「海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等」として、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、併せて汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されているとしていることを確認した。 b. 判断基準として、「大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合」としており、適切に手順着手できるとしていることを確認した。 c. 1.12.2.1 (1) bと同様であるとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制する手順であり、「第1.12.6図 海洋への拡散抑制（海水ピットシルトフェンス設置） タイムチャート」等を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、この手順では、1.12.2.2 (2) a.と並行して、シルトフェンスを放水ピット、取水ピット等の設置場所へ運搬し、小型船舶等を使って放水ピット、取水ピット等に展張する作業（5箇所設置）を計26名により約20時間で実施することを確認した。 c. 1.12.2.1 (1) aと同様であることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保しているとしていることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保しているとしていることを確認した。 c. 汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、タイベック、全面マスク、ゴム手袋等を着用するとしていることを確認した 以上については、補足説明資料(添付資料1.12.9~12)において、操作の成立性として具体的な内容が示されている。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	優先順位は以下のとおりであることを確認した。 放水が必要と判断すれば敷地内貯留及び放射性物質吸着剤設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。 ドライエリアから汚染水が溢水するまでに、最終雨水枡（6箇所）に放射性物質吸着剤を設置することで放射性物質の海洋への拡散抑制を行う。 その後、発電所災害対策本部要員により海水ピット等へのシルトフェンス、土嚢設置並びに雨水排水口の海洋側へのシルトフェンス設置をする。

1.12.2.3 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 化学消防自動車及び水槽付消防自動車による泡消火【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>大型航空機燃料火災が発生した場合に、泡消火を実施することによって初期対応における延焼を防止するための設備を用いた主な手順等として、水槽付消防自動車、化学消防自動車による泡消火を実施するとしていることを確認した。</p> <p>そのための多様性拡張設備については、「第1.13.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、航空機燃料火災が発生した場合において、大型放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車及び水槽付消防自動車による泡消火に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、化学消防自動車及び水槽付消防自動車による泡消火を行う手順であり、「第1.12.11図 化学消防自動車及び水槽付消防自動車による泡消火 タイムチャート」を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、水源近傍に水槽付消防自動車を設置し、ホースにより水源と水槽付消防自動車を接続し、さらに消火活動場所に配置された化学消防自動車とホースで接続し、化学消防自動車による泡消火を計8名により約1時間10分実施するとしていることを確認した。
	なお、水源として他の防火水槽、海等を用いた場合も同様な手順であるとしていることを確認した。

b. 中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>大型航空機燃料火災が発生した場合に、泡消火を実施することによって初期対応における延焼を防止するための設備を用いた主な手順等として、水源近傍に中型ポンプ車を設置し、ホースを可搬型泡放水砲と接続し、可搬型泡放水砲による泡消火を実施するとしていることを確認した。</p> <p>そのための多様性拡張設備については、「第1.13.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、航空機燃料火災が発生した場合には、中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火を行う手順であり、「第1.12.12図 中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火 タイムチャート」を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、水源近傍に中型ポンプ車を設置し、ホースを可搬型泡放水砲と接続し、可搬型泡放水砲による泡消火を計8名により約1時間40分で実施するとしていることを確認した。

c. ポータブルCAFSによる泡消火【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	泡消火を実施することによって初期対応における延焼を防止するための設備を用いた主な手順等として、原子炉建屋周辺における航空機衝突において、航空機燃料の飛散による火災が発生した場合、ポータブルCAFSによる泡消火を行うとしていることを確認した。 そのための多様性拡張設備については、「第1.13.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、航空機燃料火災が発生した場合には、ポータブルCAFSによる泡消火に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、ポータブルCAFSによる泡消火を行う手順であり、「第1.12.13図 ポータブルCAFSによる泡消火 タイムチャート」を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、火災発生場所にポータブルCAFSを運搬し、泡消火を消防要員2名により約45分としていることを確認した。

(2) 航空機燃料火災の泡消火

a. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による泡消火【技術的能力（第55条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、大型放水砲等を用いた泡消火を行うとしていることを確認した。 航空機燃料火災時の泡消火に使用する設備のうち、大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車、泡混合器、大型放水砲、軽油タンク及びミニローリーは、重大事故等対処設備として位置づけるとしていることを確認した。
2) 手順の方針	
①手順着手の判断	
a. 判断基準	a. 設置許可基準規則第55条の解釈1b)で求められている「放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。」として、 航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火を行うための手順に着手する としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されているとしていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「航空機燃料火災が発生した場合」は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生したことを確認した場合であり、適切に手順に着手できるとしていることを確認した。
c. 判断計器	c. 手順着手の判断基準は「航空機燃料火災が発生した場合」であり、必要な監視項目及び監視計器等は特にないとしていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該操作手順は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による泡消火を行う手順であり、「第1.12.14図 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車 及び大型放水砲による泡消火 タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されているとしていることを確認した。
b. 所要時間等	b. 当該手順操作について、 この手順では、大型ポンプ車（泡混合機能付）等を取水箇所周辺に配置し、取水準備及び大型ポンプ車（泡混合機能付）等から大型放水砲までホースを布設後、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び泡混合器を起動し、大型放水砲による泡消火を開始する作業を計12名により約3時間30分で実施する ことを確認した。
c. 操作機器	c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特にないとしていることを確認した。

確認事項	確認結果（伊方）
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保している」としていることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保している」としていることを確認した。</p> <p>c. 大型ポンプ車（泡混合機能付）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がない」としていることを確認した。</p> <p>以上については、補足説明資料（添付資料 1. 12. 18）において、操作の成立性として具体的な内容が示されている。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>初期対応において、アクセスルートを確保するための泡消火、要員の安全の確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については、異なる要員で対応可能で、早期に消火活動を開始できる化学消防自動車及び水槽付消防自動車並びにポータブルC A F Sを使用し、その後、中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火を実施する。</p> <p>化学消防自動車及び水槽付消防自動車並びに中型ポンプ車の消火に使用する水源は、淡水タンクを用いる手段を優先し、それができない場合には海を水源とする。</p> <p>大型ポンプ車（泡混合機能付）及び大型ポンプ車の消火に使用する水源は、海を水源とする。</p>

1.12.2.4 燃料の補給手順等

(1) 大型ポンプ車（泡混合機能付）及び大型ポンプ車への燃料（軽油）補給【技術的能力（第55条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>a. 放水設備を用いた屋外から原子炉格納容器等又は燃料取扱棟への放水を行うとしていることを確認した。 大気への拡散抑制に使用する設備のうち、軽油タンク及びミニローリーは、重大事故等対処設備として位置づけるとしていることを確認した。</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、航空機燃料火災の泡消火により火災に対応を行うことを確認した。 航空機燃料火災の泡消火に使用する設備のうち、軽油タンク及びミニローリーは、重大事故等対処設備として位置づけるとしていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型ポンプ車を運転した場合において、燃料の油量を確認するとともに、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間に達した場合に着手としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されているとしていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準として、「定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間に達した場合」としており、これは、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間及び燃料補給間隔は 運転開始後約 40 分（その後約 3 時間毎に補給）であることから、適切に手順に着手できるとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないとしていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>a. 当該操作手順は、大型ポンプ車（泡混合機能付）及び大型ポンプ車への燃料（軽油）補給を行う手順であり、「第 1.12.16 図 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車への燃料（軽油）補給 タイムチャート」を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作について、この手順では、大型ポンプ車（泡混合機能付）及び大型ポンプ車への燃料（軽油）補給するまでの作業を 6 名で約 3 時間 35 分実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないとしていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保しているとしていることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保しているとしていることを確認した。</p> <p>c. 大型ポンプ車（泡混合機能付）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないとしていることを確認した。 以上について、補足説明資料（添付資料 1.12.21）において、操作の成立性として具体的な内容が示されている。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

項目	手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車及び水槽付消防自動車による泡消火の手順	化学消防自動車 水槽付消防自動車	大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、アクセス道路及び航空機燃料飛散による建屋への延焼拡大を防止するための設備となり得る。	
	中型ポンプ車及び可搬型泡放水砲による泡消火の手順	中型ポンプ車 可搬型泡放水砲		
	ポータブルCAFSによる泡消火の手順	ポータブルCAFS	大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、アクセスルート上でへの延焼拡大を防止するための設備となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 13及び設置許可基準規則第56条）

I	要求事項の整理	1. 13-3
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 13-5
1. 13. 1	対応手段と設備の選定	1. 13-5
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1. 13-5
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1. 13-6
1. 13. 2	重大事故等時の手順等	1. 13-9
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1. 13-9
	a. 第56条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 13-9
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 13-10
	(2) 優先順位について	1. 13-10
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1. 13-11
1. 13. 2. 1	2次冷却系からの除熱（注水）のための代替手段及び補助給水タンクへの補給手順等	1. 13-14
	(1) 補助給水タンクから2次系純水タンクへの水源切替【自主対策】	1. 13-14
	(2) 1次系のフィードアンドブリード【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1. 13-14
	(3) 淡水タンク又は海を水源とする2次冷却系からの除熱（注水）（自主対策）	1. 13-14
	(4) 淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの補給	1. 13-15
	a. 淡水タンクを水源とする補助給水タンクへの補給	1. 13-15
	(a) 淡水タンクを水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給【技術的能力】	1. 13-15
	(b) 淡水タンクを水源とする消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による補助給水タンクへの補給（自主対策）	1. 13-16
	(c) 淡水タンクを水源とする消防自動車による補助給水タンクへの補給（自主対策）	1. 13-16
	b. 海を水源とする補助給水タンクへの補給	1. 13-17
	(a) 海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給【技術的能力 有効性評価（37条）】	1. 13-17
	(b) 海を水源とする消防自動車による補助給水タンクへの補給（自主対策）	1. 13-18
	(5) 優先順位	1. 13-19
1. 13. 2. 2	炉心注水及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの補給手順等	1. 13-20
	(1) 代替炉心注水	1. 13-20
	a. 補助給水タンクを水源とする炉心注水【技術的能力】	1. 13-20
	b. 淡水タンク等又は海を水源とする炉心注水【技術的能力】	1. 13-21
	(2) 代替格納容器スプレイ	1. 13-21
	a. 補助給水タンクを水源とする格納容器スプレイ【技術的能力】	1. 13-21
	b. 淡水タンク等又は海を水源とする格納容器スプレイ【自主対策】	1. 13-21
	(3) 1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの補給【自主対策】	1. 13-22
	(4) 2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給【自主対策】	1. 13-22
	(5) 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給【技術的能力、有効性評価（37条）】	1. 13-23
	(6) 燃料検査ピットを水源とする燃料取替用水タンクへの補給【自主対策】	1. 13-24

(7) 優先順位	1. 13-24
1. 13. 2. 3 格納容器再循環サンプを水源とする再循環運転時の手順等	1. 13-26
(1) 再循環運転	1. 13-26
a. 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転【有効性評価（第37条）】	1. 13-26
(2) 代替再循環運転	1. 13-27
a. 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による再循環運転（技術的能力）	1. 13-27
b. 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1. 13-27
c. 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1. 13-27
d. 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転【自主対応】	1. 13-28
1. 13. 2. 4 使用済燃料ピットへの注水手順等	1. 13-28
(1) 淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへの注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1. 13-28
1. 13. 2. 5 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水手順等	1. 13-28
(1) 淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ【技術的能力】	1. 13-28
(2) 海を水源とする燃料取扱棟への放水【技術的能力】	1. 13-28
1. 13. 2. 6 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水手順等	1. 13-29
(1) 海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水（技術的能力）	1. 13-29

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量を供給できる手順等を整備すること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。</p>

<設置許可基準規則第56条>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量を供給できること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失	・1次系のフィードアンドブリード
2.2 全交流電源喪失 2.5 原子炉停止機能喪失 3.11 格納容器加圧破損 3.12 格納容器加温破損	・海を水源とする補助給水タンクへの補給（中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給）
3.11 格納容器加圧破損 3.12 格納容器加温破損	補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給
2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 2.6 ECCS注水機能喪失 2.7 ECCS再循環機能喪失	再循環運転（高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転）
2.7 ECCS再循環機能喪失	代替再循環運転 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転
2.7 ECCS再循環機能喪失 5.2 全交流動力電源喪失（停止中）	代替再循環運転 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転
1.3 全交流動力電源喪失 5.1 崩壊熱除去機能喪失 5.3 原子炉冷却材の流出	代替再循環運転 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転
4.1 想定事故1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故 4.2 想定事故2 サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故	淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへの注水

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

重大事故等の収束に必要な水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等が、①第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1.13項（以下「第56条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第45条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故の収束に必要な水源は、補助給水タンク、燃料取替用水タンクであるが、これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給する対処設備及び対応手順を整備するとしており、「第56条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第56条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※¹を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第56条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.13.1図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、2次冷却系からの除熱（注水）、炉心注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料ピットへの注水に使用する設備の故障を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.13.1図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第56条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>①2次冷却系へ注水するための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>②炉心注水をするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>③格納容器スプレイをするための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>④ 格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転をするための設備及び手順等。</p> <p>⑤使用済燃料ピットへ水を供給するための設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第56条等」で求められている手順		確認結果(伊方)
	規制要求事項	
【設備(配備)】※1	<p>第56条(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>ロ) 複数の代替淡水源(貯水槽、ダム又は貯水池等)が確保されていること。</p> <p>ハ) 海を水源として利用できること。</p> <p>【設備(措置)】※2</p> <p>ホ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>ヘ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p>	<p>機能喪失原因対策分析の結果、①2次冷却系からの除熱(注水)、②炉心注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料ピットへの注水に使用する設備の故障を想定する。それぞれにおける規制要求事項に対する主な手順を以下のとおり示す。(具体的な適合状況については、個別の手順にて確認する。)</p> <p>①重大事故等により、2次冷却系からの除熱(注水)手段の水源となる補助給水タンクが枯渇又は破損した場合の主な代替手段</p> <p>a. 「1次冷却システムのフィードアンドブリード」のための手順</p> <p>b. 「淡水タンクを水源とする中型ポンプ車により補助給水タンクへの補給」のための手順</p> <p>c. 「海を水源とする中型ポンプ車により補助給水タンクへの補給」のための手順</p> <p>②重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の主な代替手段。</p> <p>a. 「補助給水タンクを水源とする炉心注水」のための手順</p> <p>b. 「淡水タンク又は海を水源とする使用済み燃料ピットへの注水」のための手順</p>
【技術的能力】※3	<p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>同上</p>

- イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
- ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
- ハ) 海を水源として利用できること。
- ニ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
- ホ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
- ヘ) 水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第56条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 13

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「1次系のフィードアンドブリード」、「補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給」及び「高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転」等に係る手順を整備していることを確認した。

1.13.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第56条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 第56条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>確認結果（伊方）</p> <p>第56条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.13.2.1(2)、(4)a.(a)、b.(a)、1.13.2.2a.、1.13.2.4(1)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 1次冷却系のフィードアンドブリード。そのために、燃料取替用水タンク、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 補助給水タンクへの淡水又は海水の供給。そのために、中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを新たに重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 燃料取替用水タンクから補助給水タンクへの水源切替及び補助給水タンクからの代替炉心注水。そのために、補助給水タンク、代替格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転。そのために、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器スプレイ冷却器（B）等を新たに重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>e. 使用済燃料ピットへ淡水又は海水を注水。そのために、中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを新たに重大事故等防止設備として整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「1次冷却系のフィードアンドブリード」のための手順</p> <p>重大事故等の発生時において補助給水タンクの枯渇、破損等による2次冷却系への注水機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンクを水源とする1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却するための手順の整備については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されている。</p> <p>b. 「海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給」のための手順</p> <p>重大事故等の発生時に2次冷却系による炉心冷却中に補助給水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認し、かつ2次系純水タンクから補助給水タンクへの補給ができない場合には、海水を用いて補助給水タンクに補給する手順に着手する。この手順では、中型ポンプ車、ホース等を準備し、現場で補助給水タンクまで布設し、中型ポンプ車を起動し、海水を補助給水タンクへ補給する作業を計8名により約2時間15分で実施する。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.13.表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>c. 「代替炉心注入（補助給水タンクを水源とする炉心注水）」のための手順 重大事故等発生時において炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇するおそれのある場合には、燃料取替用水タンクから補助給水タンクへの水源切替の手順に着手する。この手順では、現場で燃料取替用水タンクから補助給水タンクへの水源切替を行い、代替格納容器スプレイポンプを起動し、炉心注水を行う作業を計3名により約50分で実施する。</p> <p>e. 「使用済み燃料ピットへの注水手順等」のための手順 重大事故等の発生により、使用済燃料ピットへの水の補給が必要な場合に海水から使用済燃料ピットへの注水のための手順の整備については、「1. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>③作業環境等 補助給水タンクが水源として使用できない場合、2次系純水タンクから海水までの代替水源の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替の優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、ホース及び移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、中型ポンプ車等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p>	<p>1) 対策と設備等 有効性評価（第37条）において、炉心を十分に冷却するため、原子炉格納容器の破損を防止するため及び使用済燃料ピットの冷却するために2次冷却系による炉心冷却、代替炉心注水、代替格納容器スプレイ及び使用済燃料貯蔵槽への注水に必要な対策とそのための重大事故等対処設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>2) 手順の方針等 これらの対策と設備、重大事故等対処設備の設計方針及び手順等は、第56条等の規制要求に対する設備及び手順等と同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>「2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段及び補助給水タンクへの補給手順等」及び「炉心注水及び格納容器スプレイにための代替手段及び燃料取替用水タンクへの補給手順等」について、優先順位が示されていることを確認した。 詳細については、1.13.2.1(5)、1.13.2.2(7)に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1) 申請者は、重大事故等の収束に必要な水を供給するために必要な重大事故等対処設備を整備するとともに、機能喪失原因分析結果を踏まえて、自主対策として多様性拡張設備及びその手順等を整備していることから、自主対策の確認結果についても、その分析結果を踏まえ、(1) 2次冷却系による炉心冷却系による炉心冷却のための代替水源の確保と水を供給するための手順等、(2) 炉心注水及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等、(3) 使用済燃料ピットへ水を供給するための手順等とに整理して示す。具体的な個別手順の確認結果については、1.13.2.1に示す。</p> <p>(1) 2次冷却系による炉心冷却系による炉心冷却のための代替水源の確保と水を供給するための手順等</p> <p>①対策と手順及び、②主な手順及び手順着手の判断基準等</p> <p>2次冷却系による炉心冷却をするための代替水源の確保と水の供給をするための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備）参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 重大事故等の発生時に、補助給水タンク水位計指示値が8%に低下するまでの間に、又は補助給水タンクが枯渇するおそれのある場合において、2次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、補助給水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えを行うための手順に着手する。この手順では、2次系純水タンク供給弁の開弁、補助給水タンク供給弁の閉止操作を1名により実施する。補助給水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えについては補助給水ポンプを停止することなく切替えができる。</p> <p>b. 中型ポンプ車等を用いた2次冷却系による原子炉冷却の手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」と同じである。</p> <p>c. 水源となるタンクの切替え完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないようにし、切替える手順とする。</p> <p>(2) 炉心注水及び格納容器冷却のための代替水源の確保と水を供給するための設備及び手順等</p> <p>炉心注水及び格納容器冷却をするための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であると確認した場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又はインターフェイスシステムLOCA等により再循環運転ができない場合等には、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの補給に着手する。この手順では、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給ラインの系統構成を行い、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプの起動操作を計2名により、約25分で実施する。</p> <p>b. 1次系純水タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができず、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇するおそれのある場合において、2次系純水タンク等の水位が確保されている場合、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によるほう酸水の燃料取替用水タンクへの補給に着手する。この手順では、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給のための系統構成を行う操作を計3名により、約45分で実施する。</p> <p>c. 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができず、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇するおそれのある場合、燃料検査ピットの水位が確保され、使用できることが確認できた場合、燃料検査ピットから中型ポンプ車を用いた燃料取替用水タンクへの供給に着手する。この手順では、燃料取替用水タンクマンホールを開放し、燃料取替用水タンクへの補給操作を計8名により約1時間20分で実施する。</p> <p>d. 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプにより原子炉格納容器へスプレイする手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のた</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>めの設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>（3）使用済燃料ピットへ水を供給するための手順等</p> <p>使用済燃料ピットへ水を供給するための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備参照。）を活用した手順等の方針については、「1.1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における使用済燃料ピットへ注水する手順と同じであるとしていることを確認した。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.13.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.13.2.1 2次冷却系からの除熱（注水）のための代替手段及び補助給水タンクへの補給手順等

(1) 補助給水タンクから2次系純水タンクへの水源切替【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	重大事故等の発生において、2次冷却系からの除熱（注水）により1次冷却材を冷却中において、補助給水タンクの枯渇又は破損により補給が必要な場合、補助給水タンクから2次系純水タンクへの水源切替を行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.13.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、 <u>重大事故等の発生時に、補助給水タンク水位計指示値が8%に低下するまでの間に、又は補助給水タンクが枯渇するおそれのある場合において、2次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合には、補助給水タンクから2次系純水タンクへの水源切替を行うための手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、補助給水ポンプの水源を補助給水タンクから2次系純水タンクに切替える手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、 <u>この手順では、2次系純水タンク供給弁の開弁、補助給水タンク供給弁の閉止操作を1名により実施する</u> ことを確認した。なお、 <u>補助給水タンクから2次系純水タンクへの水源切替については補助給水ポンプを停止することなく切替えができる</u> としていることを確認した。

(2) 1次系のフィードアンドブリード【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）
重大事故等防止技術的能力基準1.13解釈1a)にて求められている「想定される重大事故の収束までの間、十分な量の水を供給できること」として、 <u>重大事故等の発生時において補助給水タンクの枯渇、破損等による2次冷却系への注水機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンクを水源とする1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却するための手順</u> に着手していることを確認した。 <u>1次冷却系のフィードアンドブリード。そのために使用する設備のうち、燃料取替用水タンク、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける</u> ことを確認した。 これらの操作手順の整備については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じであることを確認した。

(3) 淡水タンク又は海を水源とする2次冷却系からの除熱（注水）（自主対策）

確認結果（伊方）
1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、電動主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及び蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による蒸気発生器への注水を行う。使用可能な淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）がある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合は海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により蒸気発生器へ注水する手順を整備していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第1.13.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。 これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順」にて整備していることを確認した。

(4) 淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの補給

a. 淡水タンクを水源とする補助給水タンクへの補給

(a) 淡水タンクを水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	補助給水タンクへの淡水の供給。そのため ^① の重大事故等対処設備が「第 1. 13. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、うち、 ^② 中型ポンプ車、 ^③ 軽油タンク及びミニローリーを新たに重大事故等対処設備として位置付ける ^④ としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	a. 補助給水タンクを水源として補助給水ポンプにより2次冷却系からの除熱（注水）中に、淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）の水位が確保されている場合において、以下のいずれかの事象又は状態が重畳した場合に、淡水タンクを水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給するための手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源及びディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合。 ・原子炉補機冷却機能を原子炉補機冷却水サージタンク水位により確認できない場合。 ・原子炉停止（自動及び手動）ができず、さらに多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）による原子炉出力抑制（自動）が作動しなかった場合において、出力領域中性子束計の指示値が5%以上又は中間領域中性子束起動率計の指示値が正である場合。 ・補助給水タンクが枯渇するおそれがあることを水位により確認した場合。 b. 当該手順は、重大事故等の発生時において、2次冷却系からの除熱（注水）による1次冷却材を冷却中において、補助給水タンクが枯渇するおそれのある場合、淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源として中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給を行うものであり、判断基準である「補助給水タンクの水位等」を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。 c. 判断基準である「補助給水タンクの水位等」は、「補助給水タンク水位計等」で確認することが、「第 1. 13. 3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、現場で中型ポンプ車を起動し、補助給水タンクへの補給を行う手順であり、「第 1. 13. 4 図 淡水タンクを水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給タイムチャート」等を踏まえ、中型ポンプ車の現場での起動等の当該手段に必要な手順を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順対応は、現場でのホースの敷設、中型ポンプの接続・起動等を、運転員1名及び発電所災害対策本部要員2名により実施。補助給水タンクへの補給開始までの所要時間は約2時間25分と想定していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 13. 3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境等	a. 円滑な作業ができるよう、 ^⑤ ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること ^⑥ を確認した。 b. ^⑦ 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること ^⑧ を確認した。 c. ホース敷設、接続作業については、速やかに作業ができるように中型ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

(b) 淡水タンクを水源とする消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による補助給水タンクへの補給（自主対策）

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	重大事故等の発生時において、2次冷却系からの除熱（注水）による1次冷却材を冷却中において、補助給水タンクが枯渇するおそれのある場合、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源として消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による補助給水タンクへの補給を行う。そのための多様性拡張設備が、「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 補助給水タンクを水源として補助給水ポンプにより2次冷却系からの除熱（注水）中に、淡水タンクの水位が確保されている場合において、補助給水タンクが枯渇するおそれがあることを水位により確認した等の場合に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源とし消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）により補助給水タンクへ補給する手順であり、「第1.13.6図 淡水タンクを水源とする消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による補助給水タンクへの補給 タイムチャート」に示すフローチャート等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順対応は、ホース接続治具設置及び消火系統の送水口からホースを接続、現場で消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）起動等を運転員1名及び発電所災害対策本部要員2名により作業を実施し、補助給水タンクへの補給開始までの所要時間は約50分と想定するとしていることを確認した。

(c) 淡水タンクを水源とする消防自動車による補助給水タンクへの補給（自主対策）

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	重大事故等の発生時において、2次冷却系からの除熱（注水）による1次冷却材を冷却中に、補助給水タンクが枯渇するおそれのある場合において、中型ポンプ車及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による補助給水タンクへの補給ができない場合、淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源として消防自動車による補助給水タンクへの補給を行う。そのための多様性拡張設備が、「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 淡水タンクを水源とする中型ポンプ車及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による補助給水タンクへの補給を補助給水タンク水位により確認できない場合に当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源とし可搬型設備である消防自動車により補助給水タンクへ補給する手順であり、当該手段に必要な具体的な操作内容が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該現場対応は運転員2名及び発電所災害対策本部要員6名により作業を実施する。補助給水タンクへの補給開始までの所要時間は約1時間5分と想定するとしていることを確認した。

b. 海を水源とする補助給水タンクへの補給

(a) 海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給【技術的能力 有効性評価（37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	補助給水タンクへ海水の供給。そのため設備が「第 1. 13. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを新たに重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1. 13 の解釈 1(1)a)、c)、d)、e) にて求められている「海を水源として利用できること」等として、重大事故等の発生時に 2 次冷却系による炉心冷却中に補助給水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認し、かつ 2 次系純水タンクから補助給水タンクへの補給ができない場合には、海水を用いて補助給水タンクに補給する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、重大事故等の発生時において、2 次冷却系からの除熱（注水）による 1 次冷却材を冷却中に補助給水タンクが枯渇するおそれのある場合は、淡水タンクを水源として補助給水タンクへの補給を行うが、淡水タンクを水源とする補助給水タンクへの補給ができない場合、海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給を行い、想定される重大事故等の収束までの間、十分な水を供給するものであり、判断基準である「重大事故等の発生時に 2 次冷却系による炉心冷却中に補助給水タンクの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認し、かつ 2 次系純水タンクから補助給水タンクへの補給ができない場合」をもって、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準に至ったことを、補助給水タンク水位計等で確認するとしており、それが、「第 1. 13. 7 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、海を水源とし可搬型設備である中型ポンプ車により補助給水タンクへ補給する手順であり、「第 1. 13. 10 図 海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給 タイムチャート」を踏まえ、現場でのホースの敷設等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中型ポンプ車、ホース等を準備し、現場で補助給水タンクまで布設し、中型ポンプ車を起動し、海水を補助給水タンクへ補給する作業を運転員 2 名、災害対策要員 6 名の計 8 名により約 2 時間 15 分で実施することを確認した。設置許可基準 37 条（有効性評価）の「2. 2 全交流電源喪失」等「(P. 1. 2-2（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）参照）においては、作業に必要な要員計 8 名（緊急時対応要員 6 名、運転員 2 名）により事象発生後約 1 1 時間後に、補助給水タンクが枯渇すると評価していることから、必要な人数が確保され十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 13. 7 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。また、構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ送水ホースを敷設し、移送ルートを確保するとしていることを確認した。</p>

(b) 海を水源とする消防自動車による補助給水タンクへの補給（自主対策）

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>重大事故等の発生時において、2次冷却系からの除熱による1次冷却材冷却中に補助給水タンクが枯渇するおそれのある場合において、海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給ができない場合、海を水源として消防自動車を用いた補助給水タンクへの補給を行う。そのための多様性拡張設備が、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 海を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給を補助給水タンク水位により確認できない場合に当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、海を水源とし可搬型設備である消防自動車により補助給水タンクへ補給する手順であり、当該手段に必要な具体的な操作内容が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該現場対応は運転員 2 名及び発電所災害対策本部要員 6 名により作業を実施する。補助給水タンクへの補給開始までの所要時間は約 1 時間 20 分と想定するとしていることを確認した。</p>

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（１）手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段及び補助給水タンクへの補給手順等の優先順位が以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 2次冷却系からの除熱（注水）が必要な場合において、すべての蒸気発生器からの除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計の指示値が10%以下）になった場合は、1次冷却システムのフィードアンドブリードにより原子炉の冷却を行う。</p> <p>② 補助給水タンクへの補給手段の優先順位</p> <p>a. 補助給水タンクが枯渇又は破損により補助給水ポンプの水源として使用できない場合で、2次系純水タンクが健全な場合は、短時間で補助給水タンクの代替水源として確保できることから、補助給水タンクから2次系純水タンクへの水源切替えを優先する。</p> <p>b. 全交流動力電源が喪失した場合又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合又は原子炉停止機能が喪失した場合又は補助給水タンクが枯渇するおそれがある場合において、補助給水タンクを水源として補助給水ポンプによる2次冷却系からの除熱（注水）中の場合、淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）を水源とする補助給水タンクへの補給を行う。淡水タンクのすべてが健全な場合は、ホース敷設の作業性の観点から3号炉に近い2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンクの順で使用。これらのタンクの水量は有限であるため、当初選択した水源からの補給準備完了後、引き続き他の水源からの補給準備を行う。最終的に海を水源とすることで水の補給が中断することはなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。</p> <p>c. 淡水タンクを水源とする場合の補助給水タンクへの補給に使用する設備は、可搬型設備（中型ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択する。</p> <p>d. 中型ポンプ車又は消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による補助給水タンクへの補給ができない場合に消防自動車を使用する。なお、構内で重大事故等を対処するために消火が必要な火災が発生している場合には、消火用として配備している消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）及び消防自動車は、消火活動を優先して実施する。</p> <p>③（2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段の優先順位）</p> <p>補助給水タンク及び2次系純水タンクが通常の系統により補助給水ポンプの水源として使用できない場合は、淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）又は海を水源とする蒸気発生器への注水により1次冷却材の冷却を行う。</p> <p>a. 水源となる淡水タンク又は海の優先順位は、淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）が健全で水位が確保されていれば、淡水タンクを優先し、各手段による蒸気発生器への注水開始後、引き続き他の水源からの蒸気発生器への注水準備を行う。最終的には海を水源とすることで、蒸気発生器への注水が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。</p> <p>b. 淡水タンクを水源とする場合の蒸気発生器への注水に使用する設備は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、準備完了が早い方の手段を選択する。</p> <p>c. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車又は消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による蒸気発生器への注水ができない場合に消防自動車を使用する。なお、構内で重大事故等を対処するために消火が必要な火災が発生している場合には、消火用として配備している消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）及び消防自動車は、消火活動を優先して実施する。</p>

1.13.2.2 炉心注水及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの補給手順等

(1) 代替炉心注水

a. 補助給水タンクを水源とする炉心注水【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	燃料取替用水タンクから補助給水タンクへの水源切替及び補助給水タンクからの代替炉心注水。そのための設備が「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、補助給水タンク、代替格納容器スプレイポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける」としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.13 の解釈 1(1)a)にて求められている「想定される重大事故の収束までの間、十分な量の水を供給できること」として、燃料取替用水タンク水位が確認できない場合において、補助給水タンクの水位が確保されている場合には、燃料取替用水タンクから補助給水タンクへの水源切替の手順に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、重大事故等の発生において、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行うが、燃料取替用水タンクの破損により燃料取替用水タンクを水源とすることができない場合、代替格納容器スプレイポンプの水源を補助給水タンクに切替えて、補助給水タンクを水源とする炉心注水を行うものであり、判断基準である「燃料取替用水タンク水位が確認できない場合において、補助給水タンクの水位が確保されている場合」をもって、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準に至ったことを、燃料取替用水タンク水位計等で確認するとしており、それが、「第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、系統構成を行い、代替格納容器スプレイポンプの水源を燃料取替用水タンクから補助給水タンクに切替えて、代替格納容器スプレイポンプにより炉心へ注水する手順であり、「第 1.13.15 図 代替格納容器スプレイポンプ水源切替（燃料取替用水タンクから補助給水タンク）タイムチャート」を踏まえ、現場での系統構成等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場で燃料取替用水タンクから補助給水タンクへの水源切替を行い、代替格納容器スプレイポンプを起動し、炉心注水を行う作業を運転員 1 名及び災害対策本部要員 2 名の計 3 名により約 50 分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

b. 淡水タンク等又は海を水源とする炉心注水【技術的能力】

確認結果（伊方）

重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)～e) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給する手順」等として、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合において、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水ができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による炉心注水を行う。使用可能な淡水タンク等（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク、燃料検査ピット）がある場合は淡水タンク等を水源とし、使用可能な淡水タンク等がない場合は海を水源とするとしていることを確認した。当該手順に使用する設備のうち、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等を重大事故対処設備として位置づけていることを確認した。なお、同解釈 d)、e) で求められている「代替水源からの移送ルートが確保されていること」に関連して、ホース敷設図を第 1.13.32 図、第 1.13.33 図に示されていることを確認した。

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 補助給水タンクを水源とする格納容器スプレイ【技術的能力】

確認結果（伊方）

重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a) にて求められている「想定される重大事故の収束までの間、十分な量の水を供給出来ること」として、重大事故等の発生により、系統構成を行い、代替格納容器スプレイポンプの水源を燃料取替用水タンクから補助給水タンクに切替えて、代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする手順に着手するとしていることを確認した。これらの操作手順の整備については、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備され、代替格納容器スプレイポンプの水源を燃料取替用水タンクから補助給水タンクへ切替える手順は、1.13.2.2(1) a. と同様としていることを確認した。

なお、当該手順は、重大事故等の発生において、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを行うが、燃料取替用水タンクの破損により燃料取替用水タンクを水源とすることができない場合、代替格納容器スプレイポンプの水源を補助給水タンクに切替えて、補助給水タンクを水源とする格納容器スプレイを行うものであり、そのために使用する設備のうち、補助給水タンク、代替格納容器スプレイポンプを重大事故等防止設備として整備することを確認した。

b. 淡水タンク等又は海を水源とする格納容器スプレイ【自主対策】

確認結果（伊方）

格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等による格納容器スプレイに着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。なお、使用可能な淡水タンクがある場合には淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合には、海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により格納容器スプレイを実施することを確認した。そのための多様性拡張設備については、「第 1.13.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(3) 1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの補給【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	重大事故等の発生において、燃料取替用水タンクを水源として炉心注水及び格納容器スプレイにより原子炉冷却及び原子炉格納容器冷却を実施するが、燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがある場合は、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの補給を行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.13.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、 <u>炉心注水中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であると確認した場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できを確認できた場合、又はインターフェイスシステム LOCA 等により再循環運転ができない場合等には、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの補給に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、系統構成を行い、1次系純水タンク及びほう酸タンクを水源とし、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプにより燃料取替用水タンクへ補給する手順であり、「第1.13.18 図 1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの補給 タイムチャート」等を踏まえ、系統構成、燃料取替用水タンクへの補給、ほう酸ポンプの起動など、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、 <u>この手順では、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの補給ラインの系統構成を行い、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプの起動操作を計2名により、約25分で実施する</u> ことを確認した。

(4) 2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがある場合において、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの補給ができない場合、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給を行う。そのための多様性拡張設備については、「第1.13.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、 <u>1次系純水タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができず、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇するおそれのある場合において、2次系純水タンク等の水位が確保されている場合、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によるほう酸水の燃料取替用水タンクへの補給に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、系統構成を行い、2次系純水タンクを水源とし、1次系純水サービスポンプにより使用済燃料ピットへの補給を行い、使用済燃料ピットを水源として使用済燃料ピットポンプにより燃料取替用水タンクへ補給する手順であり、「第1.13.20 図 2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給 タイムチャート」等を踏まえ、使用済燃料ピットへの補給などに必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、 <u>この手順では、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給のための系統構成を行う操作を計3名により、約45分で実施する</u> ことを確認した。

(5) 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給【技術的能力、有効性評価（37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給。そのために補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給に使用する設備のうち、補助給水タンクを重大事故等対処設備として位置づけるとしていることを確認した。（「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」参照）
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	a. 燃料取替用水タンクを水源として注水中に、燃料取替用水タンク水位計の指示値が 16%以下となった場合において、補助給水タンクの水位が確保されている場合に、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 当該手順は、燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがある場合、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を行う。また、判断基準である「燃料取替用水タンクの水位」を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。 c. 判断基準である「燃料取替用水タンクの水位」は、「燃料取替用水タンク水位計」で確認すること、それが、「第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、系統構成を行い、燃料取替用水タンク水位が 3%以下となれば、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する手順であり、「第 1.13.15 図 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給 タイムチャート」等を踏まえ、系統構成、ディスタンスピース関連作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順対応は、上記の現場対応は運転員 1 名及び発電所災害対策本部要員 2 名により作業を実施する。燃料取替用水タンクへの補給開始までの所要時間は約 50 分と想定していることを確認した。なお、設置許可基準 37 条（有効性評価）の「3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」及び「3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」においては、作業に必要な要員計 3 名、燃料取替用水タンクの枯渇を、事象発生後約 5 3 時間後と評価していることから、必要な人数が確保され十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.13.7 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境等	a. 円滑な作業ができるよう、 ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること を確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること を確認した。 c. 室温は通常運転状態と同程度であること、ディスタンスピース取替については、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備するとしていることを確認した。

(6) 燃料検査ピットを水源とする燃料取替用水タンクへの補給【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがある場合において、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給できない場合、燃料検査ピットを水源とする燃料取替用水タンクへの補給を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.13.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順では、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができず、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇するおそれのある場合、燃料検査ピットの水位が確保され、使用できることが確認できた場合、燃料検査ピットから中型ポンプ車を用いた燃料取替用水タンクへの供給に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、燃料検査ピットを水源とし可搬型設備である中型ポンプ車により燃料取替用水タンクへ補給する手順であり、「第 1.13.24 図 燃料検査ピットを水源とする燃料取替用水タンクへの補給 タイムチャート」等を踏まえ、現場で送水ホースの敷設及び接続、中型ポンプ車起動などに必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作について、この手順では、燃料取替用水タンクマンホールを開放し、燃料取替用水タンクへの補給操作を計 8 名により約 1 時間 20 分で実施することを確認した。</p>

(7) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等の発生時において、炉心注水、格納容器スプレイ手段の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損した場合の対応手段の優先順位を以下に示す。</p> <p>①燃料取替用水タンクが健全で、1次冷却材喪失事象が発生した場合又は蒸気発生器伝熱管破損時における破損側蒸気発生器の隔離に失敗した場合又はインターフェイスシステム L O C A が発生し、破損個所の隔離に失敗した場合又は燃料取替用水タンクが枯渇するおそれがあることを水位により確認した場合において燃料取替用水タンクを水源として注水している場合は、燃料取替用水タンクへの補給を行う。</p> <p>燃料取替用水タンクへの補給は、常設設備を用いたほう酸水補給を優先する。優先順位として、短時間に準備できる1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による補給を優先して使用する。1次系純水タンク及びほう酸タンクによる補給ができなければ、2次系純水タンク水から使用済燃料ピット経由によるほう酸水の補給を行う。</p> <p>上記手段によるほう酸水の補給ができなければ、純水である補助給水タンクから燃料取替用水タンクへ補給するが、プラント状況に係らず、燃料取替用水タンクへ補助給水タンクから補給すると判断した場合は、補助給水タンクへの補給準備を並行して実施する。補助給水タンクによる補給ができなければ、燃料検査ピットを水源とする燃料取替用水タンクへの補給を行う。</p> <p>②燃料取替用水タンクの破損により燃料取替用水タンクを水源とする炉心注水、格納容器スプレイができない場合は、補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、格納容器スプレイを行う。補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水、格納容器スプレイができない場合は、淡水タンク等（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク、燃料検査ピット）又は海を水源とする炉心注水、格納容器スプレイを行う。なお、水源となる淡水タンク等又は海の優先順位は、淡水タンク等が健全で水位が確保されていれば、淡水タンク等を優先する。</p> <p>淡水タンク等の優先順位は、水量の多い淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）が健全であれば淡水タンクを優先し、淡水タンクが使用できなければ燃料検査ピットを使用する。各手段による炉心注水又は格納容器スプレイ開始後、引き続き他の</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>水源からの炉心注水又は格納容器スプレイの準備を行う。最終的には海を水源とすることで、炉心注水又は格納容器スプレイが中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な水量を確保する。</p> <p>淡水タンク等を水源とする場合の炉心注水、格納容器スプレイに使用する設備は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）及び消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）を活用する。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）は、並行して準備を行い、準備完了が早い方を選択する。海を水源とする場合の炉心注水、格納容器スプレイに使用する設備は、可搬型設備（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、消防自動車）を活用する。</p> <p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）による炉心注水、格納容器スプレイができない場合に消防自動車を使用する。なお、構内で重大事故等に対処するために消火が必要な火災が発生している場合には、消火用として配備している消火ポンプ（電動・ディーゼル駆動）及び消防自動車は、消火活動を優先して実施する。</p> <p>また、燃料取替用水タンクの保有水量を約1,700m³以上に管理することで、燃料取替用水タンクが枯渇するまでに燃料取替用水タンクへの補給をすることが可能であり、継続的な炉心注水、格納容器スプレイ、代替炉心注水及び代替格納容器スプレイを成立させることができる。</p>

1.13.2.3 格納容器再循環サンプを水源とする再循環運転時の手順等

(1) 再循環運転

a. 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転【有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	1) 対策と設備 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転。そのための設備のうち、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を重大事故等対処設備として位置づけるとしていることを確認した。（「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」参照）
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	a. 炉心注水中に燃料取替用水タンク水位計の指示値が16%以下となった場合において、格納容器再循環サンプ水位計（広域）の指示値が70%以上になった場合。高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 当該手順は、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプにより炉心へ注水している場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行う。また、判断基準である「燃料取替用水タンク水位の状態」等を確認することにより適切に手順に着手できることを確認した。 c. 判断基準である「燃料取替用水タンクの水位の状態」等は、「燃料取替用水タンク水位計」等で確認すること、それが、「第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、炉心へ注水している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプの水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプ側に切替え再循環運転により原子炉を冷却する手順であり、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順対応は、中央制御室対応は運転員1名により操作を実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.13.7表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③作業環境等 a. アクセスルートの確保 b. 通信設備等 c. 作業環境等	中央制御室対応は運転員1名により操作を実施する。操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(2) 代替再循環運転

a. 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による再循環運転（技術的能力）

確認結果（伊方）

重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)、f)にて求められている「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」として、格納容器再循環サンプ水位が確保され、再循環運転切替が可能な水位となれば、再循環運転への切替操作を行うが、再循環運転への切替操作において、格納容器再循環サンプ隔離弁が開不能である場合、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による格納容器再循環サンプを水源とする代替再循環運転を行う。そのために、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器スプレイ冷却器（B）等を新たに重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。また、重大事故等の発生により、再循環運転中に原子炉格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転を行うための手順の整備については、「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じであるとしていることを確認した。

b. 格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）

重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1 a)、f)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」等として、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失した場合、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環運転による炉心注水を行う。そのために、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器スプレイ冷却器（B）等を新たに重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。重大事故等の発生により、再循環運転中に原子炉格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転を行うための手順の整備については、「1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じであるとしていることを確認した。

c. 高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）

重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1 a)、f)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」等として、1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は大破断）と全交流動力電源喪失が同時に発生した場合において、中型ポンプ車による補機冷却水が確保され、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水が確保された場合、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環運転及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行う。当該手順に使用する設備のうち、中型ポンプ車、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）等を重大事故対処設備として位置づけていることを確認した。これらの操作手順については、「1.4 原子炉圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

d. 余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による低圧再循環運転【自主対応】

確認結果（伊方）

1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA又は大破断）と原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合において、再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水が確保された場合、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）による再循環運転による原子炉冷却及び格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却を行い、当該手順に使用する設備のうち、余熱除去ポンプ（B、空調用冷水）を重大事故対処設備として位置づけていることを確認した。

これらの操作手順については、「1.4 原子炉圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

1.13.2.4 使用済燃料ピットへの注水手順等

(1) 淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへの注水【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認結果（伊方）

重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)～e) にて求められている「海を水源として利用できること」等として、重大事故等の発生により、使用済燃料ピットへの水の補給が必要な場合に淡水タンク又は海水から使用済燃料ピットへの注水のための手順に着手し、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給する」としていること、同解釈 c)、d) で求められている「代替水源からの移送ルート」等が第 1.13.36 図、第 1.13.37 図、第 1.13.38 図に示されていることを確認した。また、これらの手順は、使用済燃料ピットへ淡水又は海水を注水を行うものであり、そのために使用する設備のうち、中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを新たに重大事故等防止設備として整備することであり、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備及び手順等」における手順等と同じであることを確認した。

1.13.2.5 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水手順等

(1) 淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ【技術的能力】

確認結果（伊方）

重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)～e) にて求められている「複数の代替淡水源が確保されていること」等として、使用可能な淡水タンク（2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク、脱塩水タンク）がある場合は淡水タンクを水源とし、使用可能な淡水タンクがない場合は海を水源とし、可搬型設備である中型ポンプ車及び加圧ポンプ車から常設放水砲又は小型放水砲へ送水し、使用済燃料ピットへスプレイする手順に着手するとしていることを確認した。これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

また、同解釈 e) にて求められている「代替水源からの移送ホース等の準備」に関連して、第 1.13.39 図にホース敷設図が示されていることを確認した。

なお、当該手順は、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等を用いた常設放水砲又は小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイを行うものであり、そのために使用する設備のうち、中型ポンプ車、小型放水砲等を新たに重大事故等防止設備として整備することを確認した。

(2) 海を水源とする燃料取扱棟への放水【技術的能力】

確認結果（伊方）

重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)、c)～e) にて求められている「海を水源として利用できること」等として、海を水源とし、可搬型設備である大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）へ放水する手順に着手するとしていることを確認した。これらの操作手順の整備については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

また、同解釈 d)、e) にて求められている「代替水源からの移送ホース等の準備」等に関連して、第 1.13.40 図にホース敷設図が示されていることを確認した。

1.13.2.6 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水手順等

(1) 海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水（技術的能力）

確認結果（伊方）

重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1a)、c)～e)にて求められている「海を水源として利用できること」等として、海を水源とし、可搬型設備である大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による放水準備を開始する。その後、格納容器内圧力により原子炉格納容器及びアニュラス部の破損の恐れがあると判断した場合又はモニタリングポスト等により原子炉格納容器及びアニュラス部の破損があると判断した場合は、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する手順に着手するとしていること、これらの操作手順の整備については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

また、同解釈 d)、e)にて求められている「代替水源からの移送ホースの等の準備」等に関連して、第 1.13.40 図にホース敷設図が示されていることを確認した。

なお、当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合には、炉心注水及び格納容器スプレイを行うが、これらの機能が喪失した場合又は原子炉格納容器及びアニュラス部が破損した場合、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制を行うものであり、そのために使用する設備のうち、大型ポンプ車（泡混合機能付）大型放水砲等を新たに重大事故等防止設備として整備することを確認した。

表2 自主対策等における多様性拡張設備

対応手段	設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
補助給水タンクから2次系純水タンクへの水源切替	2次系純水タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、補助給水タンクの故障に際して、代替水源としての設備となり得る。
1次冷却システムのフィードアンドブリード	充てんポンプ	注水量が少ないため、プラント停止直後の崩壊熱を除去することは坤南であるが、温度抑制効果手段になり得る。
淡水タンク又は海を水源とする2次冷却系からの除熱(注水)	2次系純水タンク ろ過水貯蔵タンク 脱塩水タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、余熱除去ポンプの故障に際し水源としての設備となり得る。
	中型ポンプ車 加圧ポンプ車 軽油タンク ミニローリー	送水ホース等の運搬に時間を要するため、短時間での確実な注水は困難であるが、水源を特定しない代替手段になり得る。
	電動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替手段となり得る。
淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの補給	2次系純水タンク ろ過水貯蔵タンク 脱塩水タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、補助給水タンクが枯渇するおそれのある場合の水源としての設備となり得る。
	電動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、補助給水タンクへの補給に際して代替手段となり得る。
代替炉心注水	2次系純水タンク ろ過水貯蔵タンク 脱塩水タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替格納容器スプレイによる炉心注水できない場合の水源としての設備となり得る。
	燃料検査ピット	容量が少なく必要な水量を確保することが出来ないが、ほう酸水補給の代替水源になり得る。
	電動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替炉心注水において代替手段となり得る。
代替格納容器スプレイ	2次系純水タンク ろ過水貯蔵タンク 脱塩水タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、補助給水タンクの故障に際して、代替水源としての設備となり得る。
	燃料検査ピット	容量が少なく必要な水量を確保することが出来ないが、ほう酸水補給の代替水源になり得る。
	中型ポンプ車 加圧ポンプ車 軽油タンク ミニローリー	送水ホース等の運搬に時間を要するため、短時間での確実な注水は困難であるが、水源を特定しない代替手段になり得る。

対応手段	設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
	電動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、格納容器スプレイの代替手段となり得る。
1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの補給	1次系純水タンク 1次系補給水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ	水源である1次系純粋タンクが、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。
2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの補給	2次系純水タンク 1次系純水サービスポンプ 使用済燃料ピット 使用済燃料ピットポンプ	水源である2次系純粋タンクが、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、燃料取替用水タンクへの補給に際して、代替水源としての設備となり得る。
燃料検査ピットを水源とする燃料取替用水タンクへの補給	燃料検査ピット	容量が少なく必要な水量を確保することが出来ないが、ほう酸水補給の代替水源になり得る。
	中型ポンプ車 軽油タンク ミニローリー	送水ホース等の運搬に時間を要するため、短時間での確実な注水は困難であるが、水源を特定しない代替手段になり得る。
代替再循環運転	余熱除去ポンプ （B、空調用冷水）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、補助給水タンクの故障に際して、代替水源としての設備となり得る。
淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへの注水	2次系純水タンク ろ過水貯蔵タンク 脱塩水タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、使用済燃料ピットへの注水に際して、代替水源としての設備となり得る。
	電動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ 消防自動車	消火を目的としており、重大事故等対処設備に要求される信頼性は十分ではないものの、代替手段となり得る。
淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ	2次系純水タンク ろ過水貯蔵タンク 脱塩水タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、代替水源としての設備となり得る。
	常設放水砲	常設重大事故等対処設備として、材料及び構造基準を満たさないが、代替手段になり得る。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.14及び設置許可基準規則第57条）

I 要求事項の整理	1.14-2
II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.14-4
1.14.1 対応手段と設備の選定	1.14-4
(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.14-4
(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.14-5
1.14.2 重大事故等時の手順等	1.14-9
1.14.2.1 非常用電源（交流）による給電手順等	1.14-13
(1) ディーゼル発電機による給電【技術的能力】	1.14-13
1.14.2.2 代替電源（交流）による給電手順等	1.14-14
(1) 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.14-14
(2) 号機間連絡ケーブルによる代替電源（交流）からの給電【自主対策】	1.14-15
(3) 専用配電線による代替電源（交流）からの給電【自主対策】	1.14-15
(4) 187kV母線を経由する号機間電源融通による代替電源（交流）からの給電【自主対策】	1.14-16
(5) 300kVA電源車による代替電源（交流）からの給電【技術的能力】	1.14-16
(6) 優先順位	1.14-17
1.14.2.3 非常用電源（直流）による給電手順等	1.14-18
(1) 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.14-18
1.14.2.4 代替電源（直流）による給電手順等	1.14-19
(1) 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.14-19
(2) 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電【技術的能力】	1.14-20
(3) 優先順位	1.14-20
1.14.2.5 代替所内電気設備による給電手順等	1.14-21
(1) 代替所内電気設備による給電【技術的能力】	1.14-21
1.14.2.6 燃料の補給手順等	1.14-22
(1) ディーゼル発電機への燃料（重油）補給【技術的能力】	1.14-22
(2) 空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給【技術的能力、有効性評価（第37条）】	1.14-23
(3) 300kVA電源車又は可搬型直流電源装置への燃料（軽油）補給【技術的能力】	1.14-24

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、電源の確保に関する手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 電源の確保に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.14 電源の確保に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、電源が喪失しことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>

<設置許可基準規則第57条>（原子炉格納容器内下部の熔融炉心を冷却するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（電源設備）</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.2 全交流電源喪失	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電
3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	蓄電池（非常用）による代替電源（直流）からの給電
3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電
5.2 全交流電源喪失（停止時）	空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.14.1 対応手段と設備の選定

電源の確保に関して申請者が計画する設備及び手順等が、①第57条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.14項（以下「第57条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか、②有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第57条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第57条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第57条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第57条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.14.1図 機能喪失原因対策分析（全交流電源喪失）、第1.14.2図 機能喪失原因対策分析（全直流電源喪失）」参照）を踏まえ、設計基準事故対処設備の故障として、「非常用高圧母線への交流電源による給電に使用する設備の故障」、「非常用直流母線への直流電源による給電に使用する設備の故障」、並びに「所内電気設備の故障」を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、直流母線機能喪失を除き網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.14.1図及び第1.14.2図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>なお、直流母線の機能喪失が発生した場合には、当該母線から電源が供給されていた個別機器について、可搬型電源による電源供給を行うとしていることを確認した。</p> <p>2) 第57条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第57条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 常設代替電源（交流）として空冷式非常用発電装置により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルにより代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が3号機のみであるため適用されない。ただし、「自主対策における設備及び手順等」として整備する。</p> <p>③ 可搬型代替電源（交流）として300kVA電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>④ 常設代替電源（直流）として蓄電池（非常用及び重大事故等対処用）により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 可搬型代替電源（直流）として75kVA電源車及び可搬型整流器により給電するための設備及び手順等。</p> <p>⑥ 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）として給電を実施するための設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	② 蓄電池（非常用及び重大事故等対処用）を代替電源（直流）として給電を実施するための設備及び手順等。

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第57条等」で求められている手順	
要求概要	確認結果
<p>【設備（配備）】※¹</p> <p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>【設備（措置）】※²</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>「電源の確保」について、必要な設備及び手順等が以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>a) - i)</p> <p>○300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電</p> <p>可搬型代替電源（交流）（※）として300kVA 電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電</p> <p>可搬型代替電源（直流）として75kVA 電源車及び可搬型整流器により給電するための設備及び手順等。</p> <p>a) - ii)</p> <p>○空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>常設代替電源（交流）として空冷式非常用発電装置により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>○蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電</p> <p>常設代替電源（直流）として蓄電池（非常用）により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電</p> <p>常設代替電源（直流）として蓄電池（重大事故等対処用）により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>要求事項に係る対応として、蓄電池（非常用）を用いた手順により、全交流動力電源喪失時において、事象発生後、2時間以内に中央制御室に隣接する計装盤室において簡易な操作で不要な負荷を切離すことにより8時間、その後、事象発生から8時間以内に不要な負荷を切離し、蓄電池（重大事故等対処用）を用いた手順へ切替えることで24時間にわたって給電を確保するとしていることを確認した。</p>

	<p>【技術的能力】※3</p>	<p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>c)</p> <p>○可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電</p> <p>可搬型代替電源（直流）として75kVA電源車及び可搬型整流器により給電するための設備及び手順等。また、直流母線と接続することにより24時間給電可能であることを確認した。</p> <p>d) 本申請は3号機のみであるため、自主対策として対応（1.14.2.2(2)参照）</p> <p>e) 代替所内電気設備による給電</p> <p>代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>また、所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成し、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。これとは別に上記2系統の非常用母線等の機能が喪失した場合に発生する重大事故等の対応に必要な設備に、空冷式非常用発電装置を用いた代替所内電気設備による給電を行っていることを確認した。</p> <p>第2項の要求に対する機器については、今回は未申請であり、対象外であることを確認した（附則にて平成30年7月7日まで猶予有り）。</p> <p>(1)</p> <p>a)</p> <p>○空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>常設代替電源（交流）として空冷式非常用発電装置により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電</p>	
--	------------------	--	---	--

		<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電を開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>常設代替電源（直流）として蓄電池（非常用）により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電 常設代替電源（直流）として蓄電池（重大事故等対処用）により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>b) ○300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電 可搬型代替電源（交流）として 300kVA 電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>c) 本申請は3号機のみであるため、自主対策として対応（1.14.2.2(2)参照）</p> <p>d) 代替所内電気設備による給電 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。 また、所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成し、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。これとは別に上記2系統の非常用母線等の機能が喪失した場合に発生する重大事故等の対応に必要な設備に、空冷式非常用発電装置を用いた代替所内電気設備による給電を行っていることを確認した。</p>	
--	--	--	---	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第57条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.14

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」、「蓄電池（非常用）による代替電源（直流）からの給電」、「蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電」、「空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給」

1.14.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第57条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第57条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第57条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.14.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 常設代替電源（交流）からの給電。そのために、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 可搬型代替電源（交流）からの給電。そのために、300kVA電源車等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 常設代替電源（直流）からの給電。そのために、蓄電池（非常用）を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、蓄電池（重大事故等対処用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 可搬型代替電源（直流）からの給電。そのために、可搬型直流電源装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 代替所内電気設備による給電。そのために、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 代替電源（交流）による給電手順等</p> <p>(a) 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>外部電源及びディーゼル発電機からの給電ができない場合には、空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計4名により約30分で実施する。</p> <p>(b) 300kVA電源車による代替電源（交流）からの給電</p> <p>空冷式非常用発電装置による給電を非常用母線電圧により確認できない場合には、300kVA電源車等を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する。この手順では、300kVA電源車等の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を計9名により約6時間50分で実施する。</p> <p>b. 非常用電源（直流）による給電手順</p> <p>(a) 蓄電池（非常用）による代替電源（直流）からの給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、交流電源からの非常用直流母線への直流電源の給電が喪失した場合には、蓄電池（非常用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を非常用直流母線電圧等で確認する。</p> <p>c. 代替電源（直流）による給電手順等</p> <p>(a) 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合において、交流動力電源が復旧する見込みがない場合には、蓄電池（重大事故等対処用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手する。給電開始から2時間までに中央制御室から不要な負荷の切り離しを1名により約30分で実施する。さら</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>に、8時間以降に現場で不要な負荷の切り離しを2名により約30分で実施する。</p> <p>(b) 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電 代替電源（交流）から非常用直流母線へ給電できない場合には、可搬型直流電源装置等による代替電源（直流）からの給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、受電の確認等を計9名により約3時間50分で実施する。</p> <p>d. 代替所内電気設備による給電手順等 (a) 代替所内電機設備による給電 所内電気設備の2系統が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器等を用いた空冷式非常用発電装置を代替電源とした給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、受電の確認等を計2名により約3時間で実施する。</p> <p>e. 燃料の補給手順等 (a) 空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給 及び (b) 300 kVA電源車又は可搬型直流電源装置への燃料（軽油）補給 各発電機の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料補給作業着手時間に達した場合には、空冷式非常用発電装置、300kVA電源車等への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリの準備、ホースの敷設、給油等を計6名により、空冷式非常用発電装置に対して約3時間10分、300kVA電源車等に対して約3時間35分で実施する。</p> <p>③作業環境等 ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>
<p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p>	<p>(2) 第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.14.2.1(2)a.(a)に示す。</p> <p>1) 対策と設備 申請者は、有効性評価（第37条）において、必要な電力を確保するために、空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）とした給電及び蓄電池（非常用及び重大事故等対処用）を代替電源（直流）とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1)①a.及びc.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重要事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> <p>2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等、②必要な人員等及び③作業環境等 選定された対策は「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」等であり、確認結果については、1.14.2.2(1)、1.14.2.3(1)、1.14.2.4(1)、1.14.2.6(2)に記載のとおりである。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.14.2.1(3)及び1.14.2.2(3)のとおり。</p>
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>①対策と設備</p> <p>電源の確保に関する機能を回復させるための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 号機間ケーブルによる代替電源（交流）からの給電</p> <p>空冷式非常用発電装置の故障等により代替電源（交流）からの給電ができない場合であって、他号炉の外部電源又はディーゼル発電機が健全な場合には、号機間連絡ケーブルによる代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等を計6名（他号炉3名）により約50分で実施する。（なお、他号炉3名は、1、2号炉の従事者）</p> <p>b. 専用配電線による代替電源（交流）からの給電</p> <p>号機間連絡ケーブルによる代替電源（交流）からの給電ができない場合であって、外部電源である6600Vの専用配電線が健全な場合には、専用配電線による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、給電準備、給電操作等を計7名により約50分で実施する。</p> <p>c. 187kV母線を経由する号機間電源融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、専用配電線による給電ができない場合において、1.2号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、187kV母線を経由する号機間電源融通による代替電源（交流）からの給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計6名（他号炉3名）により約55分で実施する。（なお、他号炉3名は、1、2号炉の従事者）</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.14.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.14.2.1 非常用電源（交流）による給電手順等

(1) ディーゼル発電機による給電【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	ディーゼル発電機による給電のための設備が「第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、ディーゼル発電機、燃料油貯油槽等を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1(1)a)にて求められている「代替電源により必要な電源を確保すること」として、外部電源喪失及び所内単独運転に失敗した場合には、原子炉冷却、原子炉格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源として、非常用高圧母線へディーゼル発電機による給電を行う手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、外部電源による非常用高圧母線への交流電源からの給電をすべての非常用高圧母線電圧により確認できない場合にディーゼル発電機による給電を行うものであり、判断基準である「非常用高圧母線電圧の状態」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「非常用高圧母線電圧の状態」について、ディーゼル発電機 A、B 電圧計等で確認するとしており、それが、「第 1.14.7 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. ディーゼル発電機による給電は、ディーゼル発電機の自動起動又は手動起動となるため、中央制御室にて非常用高圧母線への給電状態を非常用高圧母線電圧及びディーゼル発電機電圧により確認するための必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. これらの対応は、中央制御室対応は運転員 1 名により操作を実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.7 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できることを確認した。

1.14.2.2 代替電源（交流）による給電手順等

(1) 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>常設代替電源（交流）からの給電のための設備が「第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1(1)a)にて求められている「代替電源により必要な電力を確保すること」として、外部電源及びディーゼル発電機からの給電ができない場合には、空冷式非常用発電装置を代替電源（交流）とした給電の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、外部電源及びディーゼル発電機の故障等により非常用高圧母線への交流電源からの給電ができない場合、原子炉冷却、原子炉格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源等の非常用高圧母線へディーゼル発電機から独立及び位置的分散を図った空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電を行うものであり、判断基準である「外部電源及びディーゼル発電機からの給電の状態」を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「外部電源及びディーゼル発電機からの給電の状態」については、ディーゼル発電機 A、B 電圧計等で監視することとしており、それが、「第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、空冷式非常用発電装置を起動し、非常用高圧母線へ給電する手順であり、「第 1.14.5 図 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電 タイムチャート」等を踏まえ、中央制御室での空冷式非常用発電装置の起動、現場での非常用高圧母線の遮断器操作等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計 4 名により約 30 分で実施することを確認した。設置許可基準 37 条（有効性評価）の「2.2 全交流電源喪失」等においては、作業に必要な要員計 2 名により、事象発生から約 45 分後に、空冷式非常用発電装置の起動操作を完了すると評価していることから、必要な人数が確保され十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 操作に係るアクセスルート、操作場所に高線量の区域はないこと、ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 屋内作業の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。具体的には、室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。その他、暗闇でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行うこと、遮断器操作については、速やかに作業できるように作業場所近傍に使用工具を配備するとしていることを確認した。</p>

(2) 号機間連絡ケーブルによる代替電源（交流）からの給電【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>全交流動力電源喪失時に、空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電ができない場合において、他号炉の外部電源又は非常用電源が健全であることが確認できた場合、号機間連絡ケーブルによる代替電源（交流）からの給電を行う。</p> <p>そのための多様性拡張設備については、「第 1. 14. 1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 空冷式非常用発電装置の故障等により代替電源（交流）からの給電ができない場合であって、他号炉の外部電源又はディーゼル発電機が健全な場合に号機間連絡ケーブルによる代替電源（交流）からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、号機間連絡ケーブルを用いて他号炉から非常用高圧母線へ給電する手順であり、「第 1. 14. 10 図号機間連絡ケーブルによる代替電源（交流）からの給電 タイムチャート」を踏まえ、現場で不要負荷の切離し、中央制御室で母線連絡遮断器等必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、給電準備、給電操作等を中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名、他号炉の中央制御室対応は運転員（1、2号炉）1 名、他号炉の現場対応は運転員（1、2号炉）2 名計 6 名（他号炉 3 名）により非常用高圧母線の受電までの作業を約 50 分で実施するとしていることを確認した。（なお、他号炉 3 名は、1、2号炉の従事者）</p>

(3) 専用配電線による代替電源（交流）からの給電【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>事故対応の多様性を高めるため、伊方発電所近傍の変電所から 3 号炉専用の配電線を 1 ルート 1 回線敷設しており、全交流動力電源喪失時に、号機間連絡ケーブルによる代替電源（交流）からの給電ができない場合において、専用配電線が健全であることを確認できた場合、専用配電線による代替電源（交流）からの給電を行う。</p> <p>そのための多様性拡張設備については、「第 1. 14. 1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 号機間連絡ケーブルによる代替電源（交流）からの給電ができない場合であって、外部電源である 6600V の専用配電線が健全な場合には、専用配電線による代替電源（交流）からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、専用配電線によりケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲で非常用高圧母線へ給電する手順であり、「第 1. 14. 12 図専用配電線による代替電源（交流）からの給電 タイムチャート」を踏まえ、給電準備、給電操作等必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 上記の中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名及び発電所災害対策本部要員 4 名計 7 名により非常用高圧母線の受電までの作業を約 50 分で実施するとしていることを確認した。</p>

(4) 187kV 母線を経由する号機間電源融通による代替電源（交流）からの給電【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	事故対応の多様性を高めるため、号機間連絡ケーブルによる電源融通とは異なるルートにて給電する手段があり、全交流動力電源喪失時に、専用配電線による代替電源（交流）からの給電ができない場合において、ディーゼル発電機（1、2号炉）が健全であることが確認できた場合、187kV 母線を経由する号機間電源融通による代替電源（交流）からの給電を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1. 14. 1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 全交流動力電源が喪失し、専用配電線による給電ができない場合において、1. 2 号炉のディーゼル発電機が健全な場合には、187kV 母線を経由する号機間電源融通による代替電源（交流）からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、ディーゼル発電機（2号炉）を給電元とし、起動変圧器（2号炉）、187kV 母線及び予備変圧器 3 号を経由して非常用高圧母線へ給電する手順であり、「第 1. 14. 14 図 187kV 母線を経由する号機間電源融通による代替電源（交流）からの給電 タイムチャート」を踏まえ、 <u>電路の構成、給電操作等</u> 必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 上記の中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名、他号炉の中央制御室対応は運転員（1、2号炉）1 名、他号炉の現場対応は運転員（1、2号炉）2 名の計 6 名（他号炉 3 名）により非常用高圧母線及び非常用低圧母線の受電までの作業を約 55 分で実施する（なお、他号炉 3 名は、1、2 号炉の従事者）としていることを確認した。

(5) 300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<u>可搬型代替電源（交流）からの給電。そのため</u> の設備が「第 1. 14. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、 <u>300kVA 電源車等を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> としていることを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1. 14 の解釈 1(1)a)にて求められている「想定される重大事故に対し、代替電源により必要な電力を確保する」ための対策として、 <u>空冷式非常用発電装置による給電を非常用母線電圧により確認できない場合には、300kVA 電源車等を代替電源（交流）とした給電の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 当該手順は、機動的な事故対応を行うために 300kVA 電源車を配備しており、全交流動力電源喪失時に、187kV 母線を経由する号機間電源融通による代替電源（交流）からの給電ができない場合、300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電を行うもの。当該 300kVA 電源車による給電には、給電開始まで時間を要することから、判断基準である「空冷式非常用発電装置による給電が確認出来ない場合」をもって、手順に着手するとしていることを確認した。
c. 判断計器	c. 手順着手の判断基準に至ったことを、「6-3C、3D 母線電圧電圧計」で確認するとしており、それが、「第 1. 14. 4 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該操作手順は、300kVA 電源車を準備し、187kV 母線を経由する号機間電源融通による給電ができなければ、300kVA 電源車を起動し、非常用低圧母線へ給電する手順であり、「第 1. 14. 17 図 300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電（ディーゼルコントロールセンタ軽油）タイムチャート」を踏まえ、現場での遮断機の投入、300kVa 電源車の起動操作等の必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. <u>この手順では、300kVA 電源車等の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を</u> 運転員 2 名、発電所災害対策本部要員 7 名の計 9 名により非常用低圧母線の受電まで約 6 時間 50 分で実施することを確認した。

確認事項	確認結果（伊方）
c. 操作機器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.7 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。
b. 通信設備等	b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。
c. 作業環境	c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

(6) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>代替電源（交流）による給電手段の優先順位について以下の方針であることを確認した。</p> <p>空冷式非常用発電装置、号機間連絡ケーブル、専用配電線、187kV 母線を経由する号機間電源融通、300kVA 電源車の順で使用する。</p> <p>空冷式非常用発電装置は全交流動力電源喪失時に、他号炉や外部電源の状況に依存せず、現場での受電準備ができれば中央制御室から速やかに起動でき、短時間での給電が可能であることから、第 1 優先で使用する。</p> <p>号機間連絡ケーブルは、1、2号炉及び3号炉の中央制御室で各々遮断器を投入することにより容易に給電できるため、空冷式非常用発電装置が使用できない場合において、第 2 優先で使用する。</p> <p>専用配電線は、専用配電線の健全性が確認できれば、速やかに非常用高圧母線へ給電できるため、第 3 優先で使用する。</p> <p>187kV 母線を経由する号機間電源融通は、ディーゼル発電機（2号炉）、起動変圧器（2号炉）、187kV 母線及び予備変圧器 3号が健全であれば、非常用高圧母線へ給電できるため、第 4 優先で使用する。</p> <p>300kVA 電源車はプラント監視機能等を維持するために必要な負荷への給電であること及び給電までに要する準備時間が長いことから、第 5 優先で使用する。</p> <p>なお、号機間連絡ケーブルが利用できない場合は、配備している予備ケーブル（号機間連絡用）を用いて他号炉の外部電源又は非常用電源から電力融通をする。</p> <p>上記の第 1 優先から第 5 優先までの手順を連続して実施した場合、約 9 時間 55 分で実施可能であり、蓄電池（非常用）又は蓄電池（重大事故等対処用）から給電されている 24 時間以内に、十分な余裕を持って非常用直流母線へ繋ぎ込み、給電を開始する。</p>

1.14.2.3 非常用電源（直流）による給電手順等

(1) 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>常設代替電源（直流）からの給電として実施される、蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電を行うための設備が「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、蓄電池（非常用）を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 常設代替電源（直流）からの給電のため、全交流動力電源が喪失し、交流電源からの非常用直流母線への直流電源の給電が喪失した場合に、蓄電池（非常用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手するとしおり、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、全交流動力電源喪失時に、非常用直流母線へ蓄電池（非常用）により無停電で直流電源が給電されること及び蓄電池（非常用）から非常用直流母線への給電されることなどの確認を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)a)にて求められている「代替電源により必要な電力を確保すること」に対応する手順である。判断基準である「交流電源からの非常用直流母線への直流電源の給電が喪失した場合」を確認することにより、適切に当該手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「非常用直流母線への直流電源の状態」については、4-3C1、3C2、3D1、3D2 母線電圧で監視することとしており、それが、「第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作機器	<p>a. この手順は自動動作となるため、動作状況を非常用直流母線電圧等で確認するとしていることを確認した。</p> <p>b. 上記の中央制御室対応は運転員1名により確認を実施する。運転員による準備や起動操作はないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、中央制御室のみで実施されることを確認した。</p>

1.14.2.4 代替電源（直流）による給電手順等

(1) 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、常設代替電源（直流）からの給電として、蓄電池（重大事故等対処用）による非常用電源（直流）からの給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1(1)a)にて求められている「代替電源により必要な電力を確保すること」に対応する手段である。このための設備については、「第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、蓄電池（重大事故等対処用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>なお、蓄電池（非常用）は、全交流動力電源喪失時において、事象発生後、2 時間以内に中央制御室に隣接する計装盤室において簡易な操作で不要な負荷を切離すことにより 8 時間、その後、事象発生から 8 時間以内に不要な負荷を切離し、蓄電池（重大事故等対処用）へ切替えることで 24 時間にわたって給電を確保するとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 全交流動力電源が喪失した場合において、90 分以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合には、可搬型代替電源（直流）からの給電を行うため、蓄電池（重大事故等対処用）を代替電源（直流）とした給電の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順では、プラントの状態監視等に必ずしも必要ではない不要な直流負荷の切離し及び蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電等の操作を行うものであり、「90 分以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合」を確認することにより、適切に当該手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「交流動力電源の状態」については、6-3C、3D 母線母線電圧で監視することとしており、それが、「第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、全交流動力電源喪失時に、24 時間以上にわたり必要な負荷へ給電するため、蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電を行うもの。そのための必要な操作手順として、「第 1.14.21 図 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電 タイムチャート」等を踏まえ、直流負荷切離、蓄電池切替操作等を行うとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、給電開始から 2 時間までに中央制御室（隣接する計装盤室）から不要な負荷の切り離しを 1 名により約 30 分で実施する。さらに、8 時間以降に現場で不要な負荷の切り離しを 2 名により約 30 分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、暗闇でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行うことを確認した。</p>

(2) 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>可搬型代替電源（直流）からの給電</u> として、可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1(1)b) にて求められている「24 時間以内に可搬型電源設備による給電を開始できること」に対応する手段である。このための設備については、「第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、 <u>可搬型直流電源装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 24 時間以内に <u>代替電源（交流）から非常用直流母線へ給電できない場合には、可搬型直流電源装置等による代替電源（直流）からの給電の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順では、全交流動力電源喪失時に、蓄電池（重大事故等対処用）からの給電にて母線電圧が低下する前（事象発生後約 24 時間）に、可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電を行うものであり、「24 時間以内に代替電源（交流）から非常用直流母線へ給電できない場合」を確認することにより、適切に当該手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「代替電源（交流）の状態」については、6-3C、3D 母線母線電圧等で監視することとしており、それが、「第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作機器	a. 当該手順では、「第 1.14.24 図 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電（ディーゼル発電機経由） タイムチャート」等を踏まえ、 <u>ケーブル敷設、電源からの給電操作、受電の確認等</u> を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順では、上記の現場対応を運転員 2 名、発電所災害対策本部要員 7 名の <u>計 9 名により</u> 直流母線の受電までの操作を <u>約 3 時間 50 分で実施する</u> としていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、 <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認していること、暗闇でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行うことを確認した。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>非常用電源（直流）及び代替電源（直流）からの給電に係る優先順位について以下の方針であることを確認した。</p> <p>全交流動力電源喪失時に、代替電源（直流）からの給電手段として、以上の手段を用いて、事象発生後、2 時間以内に中央制御室に隣接する計装盤室において簡易な操作で不要な負荷を切り離すことにより 8 時間、その後、事象発生から 8 時間以内に不要な負荷の切離しを行い、蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電をすることで、24 時間にわたって給電を確保することができることから、第 1 優先で使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時に、蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電は、24 時間以降に電圧が低下するため、それまでに可搬型直流電源装置を準備し可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電を行うことにより長期に渡る直流電源を確保可能であることから、第 2 優先で使用する。</p>

1.14.2.5 代替所内電気設備による給電手順等

(1) 代替所内電気設備による給電【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、代替所内電気設備による給電、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1(1)d)にて求められている「所内電気設備は共通要因で機能を失うことなく少なくとも1系統は機能の維持等を図ること」に対応する手段である。このための設備については、「第 1.14.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器等を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 所内電気設備の2系統が同時に機能喪失して電源からの給電ができないことを非常用高圧母線及び非常用直流母線の電圧により確認した場合には、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器等を用いた空冷式非常用発電装置を代替電源とした給電の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成し、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計としているが、当該手順では、これとは別に上記2系統の非常用母線等の機能が喪失した場合に発生する重大事故等の対応に必要な設備に、空冷式非常用発電装置を用いた代替所内電気設備による給電を行うものであり、「所内電気設備の2系統が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合」を確認することにより、適切に当該手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「所内電気設備の状態」については、6-3C、3D 母線母線電圧等で監視することとしており、それが、「第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作機器	a. 当該手順は、空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器（代替格納容器スプレイポンプ、監視計器及び蓄圧タンク出口弁）へ代替電源を給電するものであり、「第 1.14.24 図 代替所内電源からの給電 タイムチャート」等を踏まえ、電路の構成、電源からの給電操作、受電の確認等が必要な操作を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順における現場対応は発電所災害対策本部要員計2名により代替所内電気設備による給電までの作業を約3時間で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.4 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、

1.14.2.6 燃料の補給手順等

(1) ディーゼル発電機への燃料（重油）補給【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、ディーゼル発電機への燃料（重油）補給のための手順であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 にて求められている「電源の確保」のため、必要な設備に対する燃料補給を行う手段として整備するもの。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. ディーゼル発電機を運転した場合において、燃料の油量を確認するとともに燃料（重油）が枯渇するおそれがある場合に当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、外部電源喪失及び所内単独運転に失敗した場合に、ディーゼル発電機を運転した場合、ディーゼル発電機へ燃料（重油）補給を行うものであり、「ディーゼル発電機の燃料の油量等」を確認することにより、適切に当該手順に着手できることを確認した。 c. 判断基準である、燃料の油量等の状況について、燃料油貯油槽の油量を確認するとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作機器	a. 当該手順は、EL. +84m から EL. +10m まで設置している重油移送配管により EL. +84mの重油タンク内の重油を EL. +10mに移送して、ディーゼル発電機への燃料（重油）を補給する手順であり、現場でのミニローリーと重要配管の接続、ミニローリーへの重油の移送等、必要な操作を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順における現場対応は発電所災害対策本部要員計 6 名により、作業を実施する。ディーゼル発電機の定格負荷運転時の燃料消費率は約 1.531kL/h であり、燃料補給しない場合、起動から枯渇までの時間は約 3.5 日と想定しており、枯渇までに燃料（重油）補給を実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目等が、当該手順の操作手順に示されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 当該作業は、屋外での作業で有り、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。

(2) 空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給【技術的能力、有効性評価（第37条）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、空冷式非常用発電装置への燃料（重油）への燃料（重油）補給のための手順であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 にて求められている「電源の確保」のため、必要な設備に対する燃料補給を行う手段として整備するもの。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 発電機の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、負荷運転時における燃料補給作業着手時間（運転開始後約8時間）に達した場合には、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. c. 当該手順では全交流動力電源喪失時に、重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置を運転した場合、空冷式非常用発電装置へ燃料（重油）補給を行うものであり、「燃料補給作業着手時間」を確認することにより、適切に当該手順に着手できることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作機器	a. 当該手順では、「第 1.14.30 図 空冷式非常用発電装置への燃料（重油）補給 タイムチャート」等を踏まえ、タンクローリの準備、ホースの敷設、給油等を等を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順では、上記の現場対応を発電所災害対策本部要員計6名により、燃料補給開始までの操作を約3時間10分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目等について、当該手順の操作手順に示されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 高線量となる箇所はないが、汚染が予想されることから個人線量計の携帯し、タイベック等を着用するとしていることを確認した。

(3) 300kVA 電源車又は可搬型直流電源装置への燃料（軽油）補給【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、300kVA 電源車又は可搬型直流電源装置への燃料（軽油）補給のための手順であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 にて求められている「電源の確保」のため、必要な設備に対する燃料補給を行う手段として整備するもの。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 発電機の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、負荷運転時における燃料補給作業着手時間（300kVA 電源車：運転開始後速やかに、可搬型直流電源装置：運転開始後約4時間30分）に達した場合には、300kVA 電源車及び可搬型直流電源装置への燃料補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. c. 当該手順では全交流動力電源喪失時に、重大事故等対処設備である 300kVA 電源車又は可搬型直流電源を運転した場合、燃料の油量を確認するとともに、負荷運転時における燃料補給作業着手時間※に達した場合に各発電機に補給を行うものであり、「燃料補給作業着手時間」を確認することにより、適切に当該手順に着手できることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作機器	a. 当該手順では、「第 1.14.32 図 300kVA 電源車又は可搬型直流電源装置への燃料（軽油）補給タイムチャート」等を踏まえ、タンクローリーの準備、ホースの敷設、給油等を等を行うとしていることを確認した。 b. 当該手順では、上記の現場対応を発電所災害対策本部要員計6名により、燃料補給開始までの操作を約3時間35分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目等について、当該手順の操作手順に示されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 高線量となる箇所はないが、汚染が予想されることから個人線量計の携帯し、タイベック等を着用するとしていることを確認した。

表2 自主対策における多様性拡張設備

手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
代替電源（交流）による給電	号機間連絡ケーブル及び予備ケーブル	他号炉の電気設備は重大事故等対処設備に要求される耐震性について確認していないものの、他号炉の外部電源又はディーゼル発電機が健全な場合は電力融通の手段となり得る。	
	専用配電線	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、配電線設備が健全な場合は電力融通の手段となり得る。	
	187kV母線を経由する号機間電源融通	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、2号炉のディーゼル発電機、起動変圧器及び187kV母線等が健全な場合は電力融通の手段となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.15及び設置許可基準規則第58条）

I	要求事項の整理	1.15-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.15-4
1.15.1	対応手段と設備の選定	1.15-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.15-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.15-5
1.15.2	重大事故等時の手順等	1.15-9
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.15-9
a.	第58条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.15-9
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.15-10
(2)	優先順位について	1.15-10
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.15-11
1.15.2.1	監視機能喪失時の手順等	1.15-13
(1)	計器故障時の手順等（技術的能力）	1.15-13
a.	他チャンネル又は他ループによる計測	1.15-13
b.	代替パラメータによる推定	1.15-14
c.	優先順位	1.15-15
(2)	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等	1.15-16
a.	代替パラメータによる推定【技術的能力及び自主対策】	1.15-16
b.	可搬型計測器による計測【技術的能力】	1.15-16
c.	優先順位	1.15-17
1.15.2.2	計器電源喪失時の手順等	1.15-17
(1)	代替電源（交流）からの給電	1.15-17
(2)	代替電源（直流）からの給電	1.15-17
(3)	蓄電池からの給電	1.15-18
(4)	可搬型計測器による計測又は監視【技術的能力】	1.15-19
(5)	優先順位	1.15-19
1.15.2.3	パラメータ記録の手順等【技術的能力】	1.15-20

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、事故時の計装に関する手順等について以下のとおり要求している。

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 15 事故時の計装に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第58条>（計装設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（計装設備）</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>第58条（計装設備）</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>

<有効性評価（第37条）>（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15項（以下「第58条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第58条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生し、計測機器の故障等により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な対応設備及び対応手順を整備するとしており、「第58条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第58条等に示された要求事項を踏まえ、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、想定する故障等に対応する手順及び主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する手順を整備し、重大事故等対応設備を選定するとしており、重大事故等対応設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第58条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.15.2図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等による計器電源の喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.15.2図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第58条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第58条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等。</p> <p>② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等。</p> <p>③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等。</p> <p>④ パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力を明確化する（最高計測可能温度等）。</p> <p>なお、有効性評価（第37条）において位置づけられた設備及び手順等がないことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第58条等」で求められている手順		確認結果(伊方)
	規制要求事項	
【設備(配備)】※1	<p>第58条(計装設備)</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。(最高計測可能温度等)</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p> i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p> ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p> iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>機能喪失対策分析結果を踏まえ、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合における規制要求事項に対する主な手順等を以下のとおり示す。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における把握能力 「第1.15.2表 重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器(重要事故等対処設備)」に、重要監視パラメータ及び主要パラメータ(計測範囲)が示されており、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力が示されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合の手順等(代替パラメータによる推定) 重大事故時等に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手するとしていることを確認した。 重要代替計器によるパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「第1.15.6表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定めるとしていることを確認した。</p> <p>c) パラメータ記録の手順 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、安全パラメータ表示システムによる計測結果を記録する手順及び可搬型温度計測装置(格納容器再循</p>

			<p>環ユニット入口／出口用)による計測結果を記録する手順を整備すると していることを確認した。</p>	
	<p>【技術的能力】※³</p>	<p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。(最高計測可能温度等)</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力(最高計測可能温度等)を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。 ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。 iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>重大事故等の炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを「主要パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備により計測されるものを「重要監視パラメータ」と称している。</p> <p>また、計器故障、計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを「代替パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備により計測されるものを、「重要代替監視パラメータ」と称している。</p> <p>a) 重要監視パラメータの把握能力が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器(重大事故等対処設備)」に整理され、明確化されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合の手順等(代替パラメータによる推定) <u>重大事故時等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する</u>としていることを確認した。 重要代替計器によるパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定めるとしていることを確認した。</p> <p>c) パラメータ記録の手順 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、安全パラメータ表示システムによる計測結果を記録する手順及び可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口／出口用)による計測結果を記録する手順を整備するとしていることを確認した。</p>	

		<p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	<p>d) 代替電源（直流）からの給電（蓄電池（重大事故等対処用）又は可搬型直流電源装置）からの給電</p> <p>代替電源（交流及び直流）及び蓄電池からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち可搬型計測器で計測が必要なものを計測又は監視を行うこと、当該手順において、運転員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表等を用いて工学値に換算し換算結果を記録用紙に記録するとしていることを確認した。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第58条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p> <p>※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項</p> <p>※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.15</p> <p>○有効性評価（第37条）で求められている手順 該当なし。</p>				

1.15.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 第58条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第58条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.15.2.1(2)、(4)a.(a)、b.(a)、1.15.2.2a.、1.15.2.4(1)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ参照。）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電。そのために、空冷式非常用発電装置等（※¹）、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの他チャンネル（※²）又は他ループによる監視及びパラメータの推定。そのために、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器（以下「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」（※³）という。）及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「主要パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器による計測」のための手順等</p> <p>重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、多重化された重要計器の他チャンネル又は他ループによる重要計器による計測の手順に着手する。</p> <p>b. 「代替パラメータの推定」のための手順等（重要代替計器による推定）</p> <p>重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。</p> <p>c. 「可搬型計測器による計測」のための手順等</p>

（※¹）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。

（※²）申請者は、「重要な監視計器については、単一故障を想定してもパラメータを監視できなくなるように1つのパラメータを複数の計器で監視しており、複数の計器の1つを指すときにチャンネル」と定義。

（※³）申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計3名により約1時間5分で実施する。</p> <p>d. パラメータ記録の手順等 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム等によるパラメータの記録の手順に着手する。</p> <p>③作業環境等 ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること、緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。 2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p>	<p>有効性評価（第37条）等において位置づけた手順等がないことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>規制要求に対する手順等における優先順位について、以下の項目毎に優先順位が設定されていることを確認した。具体的な確認内容については、1.15.2.1(1)c.、(2)c.、1.15.2.2(5)に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○監視機能喪失時の手順 <ul style="list-style-type: none"> ・計器故障時の手順等 ・計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等 ○計器電源喪失時の手順等

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、重大事故等に対処するために必要な計装設備及びを整備するとともに、機能喪失原因分析結果を踏まえて、自主対策として重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための多様性拡張設備及び手順等を整備していることから、自主対策の確認結果についても、その分析結果を踏まえ、(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等、(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>計装設備及びその手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.15.2.1(1)a.(b)、b.(b)、1.15.2.2(3)a.、b.に示す。</p> <p>(1) フロントライン計の機能を回復させるための設備及び手順等</p> <p>①対策と手順</p> <p>重要計器（他チャンネル又は他ループ）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器による計測」のための手順等</p> <p>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れた場合、若しくは計器の故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」（※¹）という。）、代替パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手する。</p> <p>(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等</p> <p>①対策と手順</p> <p>直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における多様性拡張設備」参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用、放射線監視設備用）からの給電」のための手順等</p> <p>直流電源喪失により、炉外核計装装置、放射線監視設備のパラメータが監視できない場合には、計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用及び放射線監視設備用）による電源機能回復に着手している。この手順では、炉外核計装設備の回復操作を計2名により約1時間40分、放射線監視設備の回復操作を計2名により約1時間40分で実施している。</p> <p>b. 「炉内温度計計測装置用可搬型蓄電池からの給電」のための手順等</p> <p>直流電源喪失により、炉内計装設備のパラメータが監視できない場合には、炉内温度計計測装置用可搬型蓄電池による電源機能回復に着手している。この手順では、炉内計装設備の回復操作を計1名により実施している。</p>

(※¹) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.15.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.15.2.1 監視機能喪失時の手順等

(1) 計器故障時の手順等（技術的能力）

a. 他チャンネル又は他ループによる計測

(a) 主要パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器による計測【技術的能力】

(b) 主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器による計測【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの他チャンネル（※¹）又は他ループによる監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。</p> <p>また、自主対策として、主要パラメータを計測する多重化された重要計器の多重故障又は常用計器のチャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器による計測を行う。これらのための設備については、「第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器（以下「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」（※²）という。）を重大事故等対処設備として位置付け、常用計器については、多様性拡張設備として位置づけるとしていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、多重化された重要計器の他チャンネル又は他ループの重要計器による計測の手順に着手するとしていること、また、自主対策については、重大事故等時に監視している計器の故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル又は他ループ）」（※）という。）による計測に着手するとしていること確認、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 及び c. 当該手順は、主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器による計測を行い、重要計器の故障等の場合には、常用計器を用いた計測を実施するものであり、判断基準である「重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合」をもって、適切に手順着手できることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>a. 主要パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器による計測手段について、読み取った指示値が計測レンジ範囲内にあること及びプラント状況等によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことなど、計測にあたっての確認事項を含めて必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順については、現場作業を伴わないことから、所要時間、操作機器等については示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要計器及び常用計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）」及び「第 1.13.4 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）」に示されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>現場作業を伴わないことから、作業環境等に支障がないことを確認した。</p>

(※¹) 申請者は、「重要な監視計器については、単一故障を想定してもパラメータを監視できなくならないように1つのパラメータを複数の計器で監視しており、複数の計器の1つを指すときにチャンネル」と定義。

(※²) 申請者は、「当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器」と記載しているが、分かりやすく本節では「重要計器（他チャンネル又は他ループ）」と記載。

b. 代替パラメータによる推定

(a) 重要代替計器による推定【技術的能力】

(b) 常用代替計器による推定【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、原子炉施設の状態を把握するため、重要代替計器又は常用代替計器※によるパラメータの推定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、重要代替計器を重大事故等対処設備として位置づけるとしていること、常用代替計器を多様性拡張設備と位置づけることを確認した。</p> <p>※常用代替計器による推定のための手順は自主対策として実施される。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。また、自主対策として、代替パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した</p> <p>b. 及び c. 当該手順の着手判断として、「重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器が故障した場合」ではなく、「故障が疑われた場合」とすることにより、適切なタイミングで手順に着手できることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 代替パラメータによる主要パラメータの具体的な推定方法については、第 1.15.6 表に整理されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順では、現場作業を伴わず、迅速な作業が可能であることから、所要時間等が示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要代替計器及び常用代替計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）」及び「第 1.13.4 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）」に示されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順では、現場作業を伴わないことから、作業環境等について支障ないことを確認した。</p>

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（1）手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>主要パラメータを計測する計器の故障時の対応手段の優先順位を以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネル又は他ループの重要計器により計測できる場合は、他チャンネル又は他ループの重要計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>b. 他チャンネル又は他ループの重要計器の故障により計測することが困難となった場合は、他チャンネル又は他ループの常用計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>c. 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は、第1.15.6表にて定める優先順位にて重要代替計器又は常用代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。</p>

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等

- a. 代替パラメータによる推定【技術的能力及び自主対策】
- b. 可搬型計測器による計測【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、原子炉施設の状態を把握するための代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）又は常用代替計器※を用いたパラメータの推定及び優先順位を設定し、重要代替計器又は常用代替計器による代替パラメータの推定が困難となった場合には、可搬型計測器による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1b) にて求められている「発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること」に係る手段である。そのために、重要監視パラメータ（表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ参照。）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する（第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順参照）としていることを確認した。また、常用代替計器については多様性拡張設備として位置づけるとしていることを確認した。</p> <p>※常用代替計器を用いた推定については自主対策として実施される。</p> <p>重大事故等時において、原子炉容器内の温度又は水位が計測範囲を超えた場合、重要代替計器又は常用代替計器を用いた代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、以下の方針に従い手順に着手するとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。 ・ 重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れた場合、代替パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手する。 ・ 重大事故時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータの監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手段に着手する。 <p>なお、重要代替計器と常用代替計器の優先順位については、「第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に従うとしていることを確認した。</p> <p>b. 及び c. 当該手順は、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に原子炉容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量等を代替パラメータによる推定又は可搬型計測器による計測を行うものであり、判断基準である「重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合」をもって、適切に手順着手できることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 「代替パラメータによる推定」については、1.15.2.1(1)b.a 又は 1.15.2.1(1)b.(b)と同様であること、可搬型計測器による計測については、「第 1.15.5 図 タイムチャート」を踏まえ、可搬型計測器の電池容量の確認、計測結果の換算、記録等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 可搬型計測器の手順では、発電所災害対策本部要員計3名により1測定点あたり可搬型計測器の接続、計測等を約1時間5分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要代替計器、常用代替計器、可搬型計測器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）」及び「第 1.13.4 表 有効監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）」に示されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>代替パラメータによる推定手順については、現場作業を伴わないことから、作業環境等に支障がないことを確認した。</p> <p>また、可搬型計測器による計測に係る手順については、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（1）手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の対応手段の優先順位を以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に原子炉容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を代替パラメータにより推定する。また、推定するために必要な代替パラメータについては、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、第 1.15.6 表に優先順位を定める。これらのパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉容器内の温度及び水位であり、その他のパラメータは計測範囲を超えない。</p> <p>b. 原子炉容器内の温度については、重要代替計器又は常用代替計器の故障等により代替パラメータによる推定が困難になった場合は、主要パラメータを可搬型計測器により計測する。</p>

1.15.2.2 計器電源喪失時の手順等

(1) 代替電源（交流）からの給電

a. 空冷式非常用発電装置からの給電【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、全交流電源喪失時等により計測に必要な計器電源が喪失した場合に代替電源（交流）から計器へ給電するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>なお、当該手順にかかる、判断基準、操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(2) 代替電源（直流）からの給電

a. 蓄電池（重大事故等対処用）又は可搬型直流電源装置からの給電【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、全交流電源喪失時等により計測に必要な計器電源が喪失した場合に代替電源（直流）から計器へ給電するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、蓄電池（重大事故等対処用）及び可搬型直流電源装置を重大事故等対処設備として整備するとしていることを確認した。</p> <p>なお、当該手順にかかる、判断基準、操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(3) 蓄電池からの給電

a. 計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用、放射線監視設備用）からの給電【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、炉外核計装設備及び放射線監視設備へ計装設備専用蓄電池からの給電を行うものである。そのための多様性拡張設備が、「第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 直流電源喪失により、炉外核計装装置、放射線監視設備のパラメータが監視できない場合には、計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用及び放射線監視設備用）による電源機能回復に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用、放射線監視設備用）からの給電手順については、「1.15.6 図 計装設備専用電池による炉外核計装盤への電源供給 タイムチャート」、 「第 1.15.7 図 計装設備専用電池による放射線監視盤への電源供給 タームチャート」を踏まえ、現場でのケーブル敷設、計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用、放射線監視設備用）を炉外核計装盤又は放射線監視盤への接続等、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順対応は、中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は炉外核計装設備の回復操作を発電所災害対策本部要員計 2 名により約 1 時間 40 分、放射線監視設備の回復操作を発電所災害対策本部要員計 2 名により約 1 時間 40 分で実施するとしていることを確認した。

b. 炉内温度計測装置用可搬型蓄電池からの給電【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、炉内計装設備へ炉内温度計測装置用可搬型蓄電池からの給電を行うものであり、そのための多様性拡張設備が、「第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 直流電源喪失により、炉内計装設備のパラメータが監視できない場合には、炉内温度計測装置用可搬型蓄電池による電源機能回復に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、中央制御室での対応であり、炉内温度計測装置用可搬型蓄電池への切替操作は、操作スイッチによる操作及び確認であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、炉内計装設備の回復操作を計 1 名により実施するとしていることを確認した。

(4) 可搬型計測器による計測又は監視【技術的能力】

確認結果（伊方）	
<p>当該手順は、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計測に必要な計器電源が喪失した場合に、可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>	
<p>当該手順では、代替電源（交流及び直流）及び蓄電池からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち可搬型計測器で計測が必要なものを計測又は監視を行う手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>なお、可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか 1 つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物量について複数のパラメータがある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するとしていること、可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15.7 表に整理されていることを確認した。</p> <p>また、操作手順については、1.15.2.1(2)b.(b)と同様としていることを確認した。</p>	

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失が発生した場合には、代替電源（交流）の空冷式非常用発電装置から計器に給電する。</p> <p>b. 代替電源（交流）からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は、代替電源（直流）から計器に給電する。</p> <p>c. 代替電源（交流及び直流）からの給電が困難となった場合は、計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用、放射線監視設備用）及び炉内温度計測装置用可搬型蓄電池から計器に給電する。</p>

1.15.2.3 パラメータ記録の手順等【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時のパラメータの記録として、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、安全パラメータ表示システムによる計測結果を記録する手順及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）による計測結果を記録するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15.5 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、安全パラメータ表示システム、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとされていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム等によるパラメータの記録の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、安全パラメータ表示システムによる計測結果を記録する手順及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）による計測結果を記録する手順であり、判断基準である「重大事故等が発生した場合」をもって、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 重大事故等の発生の有無については、発生する事象の種類に応じて、技術的能力基準 1.1～1.19 に示した手順に用いる計器等にて確認することを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 及び b.</p> <p>当該操作手順では重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果の記録を行うため、以下に示す記録に係る手順、それぞれに必要な要員数が示されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全パラメータ表示システムによる記録（発電所災害対策本部要員 1 名にて実施） ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）による記録（現場でのデータ採取に運転員又は発電所災害対策本部要員 1 名にて実施） ・ 現場指示計の記録（運転員又は災害対策本部要員 1 名により実施） ・ 可搬型計測器の記録（運転員 1 名にて実施） ・ 計装設備専用蓄電池（炉外核計装設備用、放射線監視設備用）からの給電時の記録（運転員 1 名にて実施） ・ 炉内温度計測装置用可搬型蓄電池からの給電時の記録（運転員 1 名にて実施） ・ プラント計算機の記録（事故時記録の帳票印刷を運転員 1 名にて実施） <p>c. 記録すべきパラメータと記録場所等については、「第 1.15.7 表 重要監視パラメータ、重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータの監視記録について」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>これらの操作については、室内での端末操作、記録誌への記録などであり、作業環境等に特段の支障がないことを確認した。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

設備名	申請者が多様性拡張設備に位置付けた理由
主要パラメータの常用計器（他チャンネル又は他ループ）及び常用代替計器	重大事故等対処設備に要求される耐震性又は、耐環境性が低い計器か、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。 例）炉心出口温度（40～650℃）は、1次系冷却材高温側温度（広域）の常用代替計器であり、可搬型計測器を接続することで、約1300℃まで計測可能となる。
計装設備専用蓄電池（炉外核計装盤設備用、放射線監視設備用）、炉内温度計計測装置用可搬型蓄電池	代替電源による給電ができない場合において、バッテリーの容量に限度があるものの、炉外核計装設備、放射線監視設備等の専用電源とすることで、格納容器内高レンジエリアモニタ、炉外中性子束等の重要なパラメータの定期的な傾向監視を行う手段となり得る。
炉内温度計測装置用可搬型蓄電池	代替電源による給電ができない場合において、バッテリーの容量に限度があるものの、炉内温度計測装置の専用電源とすることで、重要なパラメータの定期的な傾向監視を行う手段となり得る。
プラント計算機（発電日誌、警報出力、事故時データ）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの警報状態及びプラントトリップ状態を記録する手段となり得る。

表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

重要監視パラメータ	主要パラメータ（代表）（※ ¹ ） （計測範囲）	設計基準事故時の値	代替パラメータ（代表）（※ ² ）	
			主要パラメータを計測する計器に故障の疑いがある場合	主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超えた場合（※ ³ ）
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側温度（広域） （0～400℃）	336℃	主要パラメータの他ループ	炉心損傷の判断値（350℃）を監視可能。さらに可搬型計測器にて0～500℃まで計測可能。
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力 （0～21.0MPa（※ ⁴ ））	17.7MPa	主要パラメータの他チャンネル	重大事故等時において、1次系最高使用圧力（17.16MPa）の1.2倍（20.59MPa）を監視可能。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位 （0～100%）	87%以下	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位	重大事故等時において、加圧器の下部に位置する原子炉容器水位計にて原子炉容器頂部から底部まで監視可能。
原子炉圧力容器への注水量	代替格納容器スプレイライン積算流量 （AM）（0～200m ³ /h）	—	燃料取替用水タンク水位	重大事故等時の代替格納容器スプレイポンプの最大注水量（0～140m ³ /h）を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	代替格納容器スプレイライン積算流量 （AM） （0～200m ³ /h）	—	燃料取替用水タンク水位	重大事故等時の代替格納容器スプレイポンプの最大注水量（0～140m ³ /h）を監視可能。

（※¹）複数ある主要パラメータの代表を記載（【 】内は、多様性拡張設備）。

（※²）複数ある代替パラメータの代表を記載。

（※³）計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。

（※⁴）圧力はゲージ圧。以下、この表において同じ。

重要監視パラメータ	主要パラメータ（代表）（※ ¹ ） （計測範囲）	設計基準事故時の値	代替パラメータ（代表）（※ ² ）	
			主要パラメータを計測する計器に故障の疑いがある場合	主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超えた場合（※ ³ ）
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0~220℃)	120℃	主要パラメータの他チャンネル	重大事故等時の格納容器最高温度(138℃)を監視可能 (さらに可搬型計測器にて計測可能)。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(広域) (0~0.35MPa)	0.214MPa	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力(AM) (0~1MPa)	重大事故等時において、格納容器最高使用圧力 (0.283MPa)の2倍(0.566MPa)を格納容器内圧力(AM) にて監視可能。
原子炉格納容器内の水位	原子炉下部キャビティ水位(※ ¹)	—	格納容器再循環サンプ水位(広域)	重大事故等時において、必要な水量が原子炉下部キャ ビティ室にあることを監視可能。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (0~20vol%)	—	主要パラメータの予備 PAR 温度監視装置 イグナイタ温度監視装置	重大事故等時において、ジルコニウム-水反応等によ る水素濃度(13vol%)を監視可能。
アニュラス部の水素濃度	【アニュラス水素濃度 (0~20vol%)】	—	アニュラス水素濃度(AM) (0~20vol%)	重大事故等時において、変動範囲(0~1vol%)を監視 可能。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ(高 レンジ) (10 ³ ~10 ⁶ mSv/h)	(10 ⁵ mSv/h)	主要パラメータの他チャンネル	炉心損傷の判断値(10 ⁵ mSv/h)を監視可能。
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束 (0~120%)	定格出力の約211 倍	主要パラメータの他チャンネル	設計基準事故(制御棒飛び出し)初期は中性子束が急 激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドッ プラーフィードバック効果により抑制され急峻に低下す るため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故 等時も同様。
最終ヒートシンクの確保	格納容器再循環ユニット入口温度/出 口温度 (0~200℃)	—	主要パラメータの予備 格納容器内温度 格納容器広域圧力	重大事故等時の格納容器最高温度(138℃)を監視可能。 さらに格納容器内温度及び格納容器内圧力(広域)の 低下により除熱状態を監視可能。
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器狭域水位 (0~100%)	—	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器広域水位	重大事故時の蒸気発生器水位の変動を蒸気発生器広域 水位にて監視可能。蒸気発生器広域水位の上昇により 蒸気発生器伝熱管破損を推定。
水源の確保	燃料取替用水タンク水位 (0~100%)	100%	主要パラメータの他チャンネル	重大事故等時において、水位(0~100%)を監視可能。

(※¹) 申請者は、商業機密のため、非公開としている。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.16及び設置許可基準規則第59条）

I 要求事項の整理	1.16-2
II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.16-3
1.16.1 対応手段と設備の選定	1.16-3
(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.16-3
(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.16-4
1.16.2 重大事故等時の手順等	1.16-8
1.16.2.1 居住性を確保するための手順	1.16-12
(1) 中央制御室換気空調設備の運転手順【技術的能力（第59条等）】	1.16-12
a. 交流動力電源が正常な場合	1.16-12
b. 全交流動力電源が喪失した場合	1.16-13
(2) 重大事故等時の全面マスク等の着用手順【技術的能力（第59条等）】	1.16-14
(3) 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順【技術的能力（第59条等）】	1.16-15
(4) 中央制御室の照明を確保する手順	1.16-16
a. 中央制御室用可搬型照明による照明【技術的能力（第59条等）】	1.16-16
b. 運転保安灯（中央制御室）による照明【自主対策】	1.16-16
(5) 優先順位	1.16-17
1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等	1.16-18
(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順	1.16-18
(2) 優先順位	1.16-18

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、原子炉制御室の居住性等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 16原子炉制御室の居住性等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第59条>（原子炉制御室）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉制御室）</p> <p>第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第59条（原子炉制御室）</p> <p>1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.16.1 対応手段と設備の選定

重大事故が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16項（以下「第59条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第59条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第59条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第59条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※¹を選定するとしており、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第59条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第59条等による要求事項に基づき、対応手段として、原子炉制御室の居住性を確保するための手順及び汚染の持ち込みを防止するための手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、交流動力電源が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第59条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 中央制御室遮蔽による適切な遮蔽、中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニットによる室内の適切な空調管理のための設備及び手順等。</p> <p>② 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確保するための設備及び手順等。</p> <p>③ 運転員等のマスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備。</p> <p>④ チェンジングエリア設営用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するためにチェンジングエリアを設ける設備及び手順等。</p> <p>⑤ 空冷式非常用発電装置からの給電により、中央制御室用の空調及び照明を維持するための設備及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 14 電源の確保に関する手順等」において整理</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>また、原子炉制御室の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、重大事故が発生した場合においても、運転員等が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第59条等」で求められている手順		確認結果
要求概要		
<p>【設備（配備）】※1</p> <p>第59条（原子炉制御室）</p> <p>1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>a) 中央制御室換気空調設備の運転手順として、全交流電源が喪失した場合の手順を整備すること、また、代替交流電源により給電可能な中央制御室可搬型照明により照明を確保する手順を整備することを確認した。</p> <p>b)</p> <p>① 中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、過圧破損（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗）を想定していることを確認した。</p> <p>②③ 運転員等のマスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備する方針であることを確認した。</p> <p>④ ①の事故シーケンスを想定し、遮蔽、空調管理、全面マスク等の着用及び運転員の交代を考慮した上で、7日間で約18mSvと評価していることを確認した。</p> <p>c) 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する方針であることを確認した。</p>	
<p>【技術的能力】※3</p> <p>1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>	

	<p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	<p>a)</p> <p>① 中央制御室遮蔽による適切な遮蔽、中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニットによる室内の適切な空調管理のための設備及び手順等。</p> <p>② 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確認するための設備及び手順等。</p> <p>③ 運転員等のマスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備。</p> <p>④ チェンジングエリア設置用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持ち込みを防止するためにチェンジングエリアを設ける設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>⑤ 空冷式非常用発電装置からの給電により、中央制御室用の空調及び照明を維持するための設備及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 14 電源の確保に関する手順等」において整理</p>	
--	---	---	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第59条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 18

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

なし

※ただし、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量について、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、過圧破損（大破断 LOCA+ECGS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗）を想定している。

1.16.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第59条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.16.2.1及び1.16.2.2に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 中央制御室遮蔽、中央制御室非常用給気ファン等の中央制御室換気空調設備により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室遮蔽、中央制御室非常用給気ファン等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員等のマスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想定した上で運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないようにする。</p> <p>b. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の濃度を確保。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 中央制御室用可搬型照明により中央制御室の照明を確保。そのために、中央制御室用可搬型照明を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 中央制御室換気空調設備の運転手順等</p> <p>(a) 交流動力電源が正常な場合</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号発信又は中央制御室エリアモニタ線量当量率高信号発信による中央制御室換気系隔離信号の発信が確認された場合には、中央制御室非常用給気ファン等で構成する中央制御室換気空調設備の起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用給気ファンの起動、中央制御室外気取入ダンパ及び中央制御室排気ラインの全てのダンパの閉止、中央制御室事故時閉回路循環モードの運転を中央制御室において1名で確認する。</p> <p>(b) 全交流動力電源が喪失した場合</p> <p>全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が中央制御室事故時閉回路循環モードにできない場合には、中央制御室非常用循環系の起動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室非常用循環系を運転するため、現場でのダンパの開操作を計3名により約1時間10分で実施する。</p> <p>b. 重大事故等時の全面マスク等の着用手順</p> <p>重大事故が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合等には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスク等の着用及び運転員事故時勤務体制へ移行する手順に着手する。この手順では、中央制御室にとどまる運転員が全面マスク等を着用する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>c. 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順 中央制御室換気空調設備が中央制御室事故時閉回路循環モードとなった場合には、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を1名で実施する。</p> <p>d. 中央制御室の照明を確保する手順 運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合には、中央制御室用可搬型照明による中央制御室の照明を確保する手順に着手する。この手順は、中央制御室において照明を確保するもので、2名により約20分で実施する。</p> <p>e. チェンジングエリアの設置及び運用手順 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェンジングエリアの設置を3名により2箇所を約1時間で実施する。</p> <p>③作業環境等 中央制御室用可搬型照明の保管、配備のための手順等を整備していること、中央制御室内の作業環境確保のため、中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備していること、現場作業となる中央制御室空調系ダンパ開作業等について作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>
<p>（2）第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>（2）原子炉制御室の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）等において位置づけた対策はないことを確認した。</p> <p>なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量について、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、過圧破損（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗）を想定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>重大事故が発生した場合に運転員等が原子炉制御室にとどまるために計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、重大事故等が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるため以下の多様性拡張設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>中央制御室内の照明確保のための設備を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、運転保安灯（中央制御室）は通常時に使用する設備であり、継続して使用する」としていることを確認した。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.16.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.16.2.1 居住性を確保するための手順

(1) 中央制御室換気空調設備の運転手順【技術的能力（第59条等）】

a. 交流動力電源が正常な場合

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等に起因する非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号又は中央制御室エリアモニタ線量当量率高信号発信による中央制御室換気系隔離信号が発信した場合、中央制御室換気空調設備が事故時閉回路循環モードで運転（自動）を行う。中央制御室換気空調設備で使用する設備等のうち、中央制御室遮へい、中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン及び中央制御室非常用給気フィルタユニットを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.16 の解釈 1 a) にて求められている「放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」として、 <u>非常用炉心冷却設備作動信号発信又は中央制御室エリアモニタ線量当量率高信号発信による中央制御室換気系隔離信号の発信が確認された場合には、中央制御室非常用給気ファン等で構成する中央制御室換気空調設備の起動の手順に着手する</u> としていることを確認し、動作状況を確認するための手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「中央制御室換気系隔離信号の発信」として、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等が発生した場合に発信する「安全注入作動信号警報」や「中央制御室換気系隔離信号警報」で監視するとしており、適切に動作状況を確認するための手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「中央制御室エリアモニタ線量等量率高信号」は、中央制御室エリアモニタで監視することとしており、それが、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作（動作状況の確認）は、中央制御室換気空調設備が事故時閉回路循環モードの自動起動を確認する手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、 <u>この手順では、中央制御室非常用給気ファンの起動、中央制御室外気取入ダンパ及び中央制御室排気ラインの全てのダンパの閉止、中央制御室事故時閉回路循環モードの運転を中央制御室において1名で確認する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における運転状況の確認であるため、速やかに対応できることを確認した。

b. 全交流動力電源が喪失した場合

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	放射性物質等が環境に放出されるおそれがある原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等が発生した場合に、外部電源及びディーゼル発電機の故障等により非常用高圧母線への交流電源からの給電ができない場合には中央制御室換気空調設備が運転不能となるため、中央制御室換気空調設備の機能回復を行う。中央制御室換気空調設備で使用する設備等のうち、上記「a. 交流動力電源が正常な場合」における重大事故等対処設備に加え、空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.16 の解釈 1 a)にて求められている「放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び同解釈 1 b)で求められている「原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等」として、 <u>全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が中央制御室事故時閉回路循環モードにできない場合には、中央制御室非常用循環系の起動操作の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「中央制御室事故時閉回路循環モードにできない場合」として、「中央制御室換気系隔離信号警報」が発信している状態で各非常用母線電圧により全交流動力電源が喪失していることを確認した場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である交流電源の状態は、「四国中央西幹線 1L、2L 母線電圧計」「6-3C、3D 母線電圧計」及び「ディーゼル発電機 A、B 電圧計」で監視することとしており、それが、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、全交流動力電源喪失による非常用母線が停電している場合に中央制御室非常用空調系の起動操作を行う手順であり、「第 1.16.2 図 中央制御室換気空調設備運転操作 タイムチャート」等を踏まえ、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、中央制御室非常用循環系を運転するため、現場でのダンパの開操作を計3名により約1時間10分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 中央制御室空調系ダンパ開作業等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。具体的には、空気作動ダンパを強制開する際に使用する作業工具は対象ダンパ室に常時保管され開操作も容易であること、操作場所に高線量の区域はないこと、ダンパ室の室温は通常運転状態と同程度であることを確認した。 <u>以上については、補足説明資料(添付資料 1.16.5)において、操作の成立性として示されている。</u>

(2) 重大事故等時の全面マスク等の着用手順【技術的能力（第59条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員の内部被ばくを低減するために資機材である全面マスク等を着用する。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.16 の解釈 1 a)にて求められている「放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」として、 重大事故が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合等には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスク等の着用及び運転員事故時勤務体制へ移行する手順に着手する としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷の兆候」として、炉心出口温度について 600℃を超えて上昇する場合、毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続する場合としており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「炉心損傷の兆候」は炉心出口温度計で監視することとしており、それが、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、運転員の内部被ばくを低減するため全面マスク等を着用する手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 この手順では、中央制御室にとどまる運転員が全面マスク等を着用する ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における運転員の装着手順であるため、速やかに対応できることを確認した。 また、後述する(4)の中央制御室用可搬型照明を設置することで照明が確保できているため、全面マスク等の装着は可能であることを確認した。

(3) 中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順【技術的能力（第59条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	中央制御室換気空調設備を事故時閉回路循環モードにした場合、中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。測定で使用する設備等のうち、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.16 の解釈 1 a) にて求められている「放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」として、 <u>中央制御室換気空調設備が中央制御室事故時閉回路循環モードとなった場合には、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「中央制御室換気空調設備が中央制御室事故時閉回路循環モードとなった場合」は、1.16.2.1 (1)a において動作状況の確認をすとしており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「中央制御室事故時閉回路循環モード」の運転状況の確認は 1.16.2.1 (1)a の手段で監視することとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を1名で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室のみにおける測定であるため、速やかに対応できることを確認した。 また、後述する(4)の中央制御室用可搬型照明を設置することで照明が確保できているため、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定は可能であることを確認した。

(4) 中央制御室の照明を確保する手順

a. 中央制御室用可搬型照明による照明【技術的能力（第59条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合において、中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室用可搬型照明を蓄電池により点灯し照明の確保を行う（中央制御室用可搬型照明は、当初は内蔵された蓄電池により点灯し、受電操作完了後に代替交流電源により給電する）。使用する設備等のうち、中央制御室用可搬型照明及び空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.16 の解釈 1 b) で求められている「原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等」として、運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合には、中央制御室用可搬型照明による中央制御室の照明を確保する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合」は、各非常用母線電圧により全交流動力電源が喪失していることを確認した場合であり、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である交流電源の状態は、「四国中央西幹線 1L、2L 母線電圧計」「6-3C、3D 母線電圧計」及び「ディーゼル発電機 A、B 電圧計」で監視することとしており、それが、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、全交流動力電源喪失時に運転保安灯が使用できない場合に可搬型照明により照明の確保を行う手順であり、「第 1.16.3 図 中央制御室への中央制御室用可搬型照明装置 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作について、この手順は、中央制御室において照明を確保するもので、2 名により約 20 分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室のみにおける測定であるため、速やかに対応できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.16.6）において、可搬型照明の設置により運転操作に必要な照度を確保できることが示されている。</p>

b. 運転保安灯（中央制御室）による照明【自主対策】

確認結果（伊方）
<p>中央制御室内の照明確保のための設備を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、運転保安灯（中央制御室）は通常時に使用する設備であり、継続して使用していることを確認した。多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>第59条等の要求事項に基づき抽出された対策については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、事象進展等による優先順位等は設定されていないことを確認した。</p> <p>なお、全交流動力電源喪失時の中央制御室の照明については、常設の多様性拡張設備である運転保安灯（中央制御室）を優先して使用し、運転保安灯（中央制御室）が使用できない場合は、中央制御室用可搬型照明を設置し、蓄電池による点灯にて照明を確保していることを確認した。</p>

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設置及び運用手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条特定事象の発生」は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条特定事象の発生」は、原子力災害対策特別措置法において定められた事象ごとに必要な計器を用いて判断されるものである。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、チェンジングエリアの設置及び運用手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、チェンジングエリアの設置を3名により2箇所を約1時間で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特にないが、全照明が消灯した場合は、中央制御室用可搬型照明装置を設置することを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室の外側におけるチェンジングエリアの設置操作であるため、速やかに対応できることを確認した。 <u>補足説明資料（添付資料1.16.7）において、チェンジングエリアの設置場所、可搬照明により必要な照度が確保できること等が示されている。</u>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	チェンジングエリアの設置であり、優先順位等は設定していない。

表2 自主対策における多様性拡張設備

項目	手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
居住性の確保	中央制御室の照明を確保する手順	運転保安灯（中央制御室）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、中央制御室の照明の代替設備となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.17及び設置許可基準規則第60条）

I	要求事項の整理	1.17-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.17-4
1.17.1	対応手段と設備の選定	1.17-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.17-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.17-5
1.17.2	重大事故等時の手順等	1.17-11
1.17.2.1	放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等	1.17-16
(1)	モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定【自主対策】	1.17-16
(2)	可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定【技術的能力】	1.17-16
(3)	可搬型モニタによる放射線量の測定【技術的能力】	1.17-17
(4)	放射性物質の濃度の代替測定【技術的能力】	1.17-18
a.	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定【技術的能力】	1.17-18
b.	モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定【自主対策】	1.17-19
(5)	可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	1.17-19
a.	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】	1.17-19
b.	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】	1.17-20
c.	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】	1.17-21
d.	海上モニタリング測定【技術的能力及び自主対策】	1.17-22
(6)	バックグラウンド低減対策等	1.17-23
a.	モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策【技術的能力】	1.17-23
b.	放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策【技術的能力】	1.17-24
c.	敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制【技術的能力】	1.17-24
(7)	優先順位	1.17-24
1.17.2.2	風向、風速その他の気象条件の測定の手順等	1.17-25
(1)	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定【技術的能力】	1.17-25
(2)	気象観測設備による気象観測項目の測定【自主対策】	1.17-25
(3)	優先順位	1.17-26
1.17.2.3	モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等【技術的能力及び自主対策】	1.17-26

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、監視測定等に関する手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.17監視測定等に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.17 監視測定等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.17 監視測定等に関する手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>

<設置許可基準規則第60条>（監視測定設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（監視測定設備）</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.17.1 対応手段と設備の選定

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録すること、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等が、第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第60条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故が発生した場合に、以下に掲げる事項のために必要な対応手段及び重大事故対処設備を選定するとしており、「第60条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>b) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>2) 「第60条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における主配管故障)</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第60条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第60条等による要求事項に基づき、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を選定していること、さらに、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していないことを確認した。</p> <p>2) 第60条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合に、可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等。</p> <p>② モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等。</p> <p>③ 発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型放射線計測器により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果を記録するための設備及び手順等。</p> <p>④ 気象観測設備が機能喪失した場合に可搬型気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の代替測定及びその結果を記録するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 代替交流電源設備である空冷式非常用発電装置から給電により、モニタリングステーション及びモニタリングポストでの放射線量の監視、測定を継続するための設備及び手順等（※¹）</p>

(※¹) 代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 18 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等」において整理。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>⑥ 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従って実施する体制の構築。</p> <p>⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等。</p> <p>なお、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等がないことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第60条等」で求められている手順

【設備（配備）】※1	要求概要	確認結果
	<p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>	<p>第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>a) 以下に示す手順等に用いるモニタリング設備により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定していることを確認した。</p> <p>○可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定 モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型代替モニタにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型代替モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型モニタによる放射線量の測定 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、可搬型モニタによる放射線量の測定を行う。そのために、可搬型モニタを重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>○放射性物質の濃度の代替測定 モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ（以下「可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ等）」という。）、可搬型ダストサンプラにより、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ等）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びGM汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラにより、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びGM汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラ及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>

		<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>b)</p> <p>○可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定</p> <p>重大事故等時にモニタリングステーション又はモニタリングポスト本体が機能喪失した場合、可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定を行うとしていることを確認した。</p> <p>なお、常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の可搬型代替モニタリング設備を配備することについて、設置許可基準規則第 60 条の適合性確認の際に以下のとおり確認している。</p> <p>c)</p> <p>○モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等</p> <p>当該手順により、全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）により常設モニタリング設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電できるとしていることを確認した。</p> <p>2</p> <p>以下に示す手順等に用いるモニタリング設備により、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けるとしていることを確認した。</p> <p>○ 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定</p> <p>気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>	
	<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>a) 以下に示す手順等により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定していることを確認した。</p> <p>○可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定</p> <p>モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した</p>	

		<p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>	<p>場合、可搬型代替モニタにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型代替モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型モニタによる放射線量の測定 原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、可搬型モニタによる放射線量の測定を行う。そのために、可搬型モニタを重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>○放射性物質の濃度の代替測定 モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測器（GM 汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラにより、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測器（GM 汚染サーベイメータ等）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定 可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラにより、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラ及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b) モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等 当該手順により、全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）により常設モニタリング設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電できるとしていることを確認した。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制 当該手順により、敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する」としていることを確認した。</p> <p>2 以下に示す手順等により、バックグラウンド低減対策を講じるとしていることを確認した。</p> <p>a. モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラ</p>	
--	--	--	--	--

ウインド低減対策
 b. 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策

- ※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第60条のうち、設備等の設置に関する要求事項
- ※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項
- ※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.17

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順；該当なし。

1.17.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第60条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、</p>	<p>(1) 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.17.2.(2)～(6)、1.17.2.2(1)、1、11.2.3(2)に示す。</p> <p>申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備している。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>a. モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型代替モニタにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型代替モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラにより、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ等）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びGM汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラにより、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びGM汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラ及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 代替交流電源設備である空冷式非常用発電装置から給電により、モニタリングステーション及びモニタリングポストでの放射線量の監視、測定を継続するための設備及び手順等（※²）</p> <p>f. 敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する。</p> <p>g. 重大事故等による周辺汚染に対しては、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリングステーション、モニタリングポスト又は可搬型代替モニタのバックグラウンドの低減対策を実施する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>a. 「可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定」のための手順等</p> <p>重大事故等が発生した後、モニタリングステーション又はモニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順は、計2名で可搬型代替モニタを順次6台配置する場合には約3時間30分で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p>

(※²) 代替電源に関する設備及び手順等については、「1.18 緊急時対策所及びその居住性に関する手順等」において整理。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>b. 「可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」のための手段等 重大事故等が発生した後、モニタリングカーに搭載しているダスト・よう素サンプラ等が測定機能を喪失したことを確認した場合には、可搬型放射線計測器（GM 汚染サーベイメータ等）及び可搬型ダストサンプラによる空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手する。この手順では、計2名で車両にて移動後、測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約2時間5分で実施する。</p> <p>c. 「可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等 格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、計2名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約2時間15分で実施する。</p> <p>d. 「可搬型放射線計測器等による水中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等 廃棄物処理設備排水モニタの指示値等により放射線量を確認し、排水に放射性物質が含まれているおそれがある場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、計2名で測定及び記録を行い、約4時間20分で実施する。</p> <p>e. 「可搬型放射線計測器等による土壌中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等 格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、計2名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約2時間で実施する。</p> <p>f. 「海上モニタリング」のための手段等 格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、モニタリングが必要と判断された場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を計5名で約2時間で実施し、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を含め計3名で1箇所当たり約2時間30分で実施する。</p> <p>g. 「可搬型モニタによる放射線量の測定」のための手段等 原子力災害対策特別措置法第10条事象と判断した場合には、可搬型代替モニタによる放射線量を測定する手順に着手する。この手順では、計2名で順次2台配置する場合には約2時間30分で実施する。測定データは、緊急時対策所（EL. 32m）に自動伝送され、記録される。</p> <p>h. 「可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定」のための手段等 気象観測設備の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合には、可搬型気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置を計4名、約4時間30分で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p> <p>i. 「敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制」のための手段等 敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する。</p> <p>j. 「バックグラウンド低減対策」のための手段等 放射性物質放出のおそれを確認した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手し、モニタリングステーション、モニタリングポスト及び可搬型放射線計測器の検出器の養生を実施する。また、バックグラウンド値が通常より高い場合には、設備の除染、土壌の撤去、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>周辺樹木の伐採等により、バックグラウンド低減対策を実施する。</p>
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>「放射性物質の濃度及び放射線量の測定」及び「風向、風速その他の起床条件の測定」について、優先順位等が示されていることを確認した。</p> <p>詳細については、1.17.2.1(7)及び1.17.2.2(3)に示す。</p>
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、放射線量等を監視測定について以下の多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>(1) 放射線量等の測定のための自主的対策としての設備及び手順</p> <p>放射線量等の測定のための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.17.2.1(1)、(4)b.、1.17.2.1(5)、1.17.2.2(2)に示す。</p> <p>①対策と設備</p> <p>放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定」のための手順</p> <p>モニタリングステーション及びモニタリングポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>b. 「モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手順</p> <p>モニタリングカーは、通常時より放射性物質の濃度を測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>c. 「可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線の測定」のための手順</p> <p>モニタリングカーに搭載している測定機器及び可搬型放射線計測器の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であればGeγ線多重波高分析装置、可搬型Geγ線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置による測定に着手する。</p> <p>d. 「気象観測設備による気象観測項目の測定」のための手順</p> <p>気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p data-bbox="1107 237 1982 268">（２）放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等</p> <p data-bbox="1107 327 2819 401">放射線量等の測定の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.17.2.2.3に示す。</p> <p data-bbox="1107 464 1279 495">①対策と設備</p> <p data-bbox="1107 506 2819 579">放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。</p> <p data-bbox="1107 642 1605 674">②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p data-bbox="1107 726 2386 758">a. 「モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等」</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1107 768 2819 852">・モニタリングステーション又はモニタリングポストの交流電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置から給電を開始する。給電状況は中央制御室において確認する。 <li data-bbox="1107 863 2819 947">・空冷式非常用発電装置から緊急時対策所（EL. 32m）を経由してモニタリングステーション又はモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置から空冷式非常用発電装置に切り替える。

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.17.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

(1) モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	通常時からモニタリングステーション及びモニタリングポストにて放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。そのための多様性拡張設備については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. <u>モニタリングステーション及びモニタリングポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する</u> としていることを確認した。 b. 及び c. モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定であることから、手順方針については示されていないことを確認した。

(2) 可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型代替モニタにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する</u> ものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、 <u>可搬型代替モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する</u> としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、 <u>重大事故等が発生した後、モニタリングステーション又はモニタリングポストの放射線量の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合、可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定の手順に着手する</u> としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、重大事故等時にモニタリングステーション又はモニタリングポスト本体が機能喪失した場合、可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定を行うものであり、判断基準である「中央制御室でのモニタリングステーション又はモニタリングポストの機能喪失を確認」することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. モニタリングステーション及びモニタリングポストの測定機能喪失については、中央制御室の野外モニタ盤の指示値及び警報表示にて確認するとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、可搬型代替モニタにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する手順であり、「第 1.17.3 図 可搬型モニタ及び加圧判断用の可搬型モニタの配置・測定のタイムチャート」を踏まえ、 <u>可搬型代替モニタの配置</u> 等の必要な手段が示されていることを確認した。なお、 <u>測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</u> b. <u>この手順では、発電所災害対策本部要員計 2 名で可搬型代替モニタを配置する。可搬型代替モニタを順次 6 台配置する場合であれば約 3 時間 30 分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート	a. 車等により所定の場所までの運搬ができない場合は、アクセス可能な場所まで車等で移動し、その後は人力により運搬できるよう配慮するとしていることを確認した。

確認事項	確認結果（伊方）
b. 通信設備等 c. 作業環境	b. 円滑に作業できるよう緊急時対策所(EL. 32m)との連絡用に通信設備等を整備するとしていることを確認した。 c. 作業環境については、事故発生後の放射性物質の放出の有無やブルームの状況に応じた活動を行うとしていることを確認した。

(3) 可搬型モニタによる放射線量の測定【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の可搬型モニタによる放射線量の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、可搬型モニタを重大事故等対処設備として位置づけるとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、 <u>原子力災害対策特別措置法第10条事象と判断した場合には、可搬型代替モニタによる放射線量を測定する手順に着手する</u> としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、可搬型モニタによる放射線量の測定を行うものであり、判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条事象と判断した場合」をもって、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準に際し、特段の判断計器等を用いないとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、モニタリングステーション及びモニタリングポストが設置されていない海側敷地境界付近に可搬型モニタを配置し、放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順であり、可搬モニタの配置位置については、第 1.17.4 図に示すとおり。なお、配置する可搬型モニタのうち、1 個を緊急時対策所(EL. 32m)の加圧判断用として使用する。これについては、1.17.2.1 (2)b.に基づき配置し、測定及び監視を行う手順であり、「第 1.17.5 図 可搬型モニタの配置・測定のタイムチャート」を踏まえ、可搬型モニタの配置に必要な手段が示されていることを確認した。なお、 <u>この手順では、測定データは、緊急時対策所（EL. 32m）に自動伝送され、記録される</u> としている。 b. <u>この手順では、可搬型モニタの配置を発電所災害対策本部要員計2名で実施する。</u> 可搬型モニタを <u>順次2台配置する場合には約2時間30分で実施する</u> としていることを確認した。 c. この手順では、当該操作に際し、特段の監視計器等を用いないとしていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. 作業環境については、事故発生後の放射性物質の放出の有無やブルームの状況に応じた活動を行うとしていることを確認した。

(4) 放射性物質の濃度の代替測定【技術的能力】

a. 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>モニタリングカー搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測器（GM 汚染サーベイメータ等、可搬型ダストサンプラにより、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する）</u> ためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。 <u>そのための設備については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、可搬型放射線計測器（GM 汚染サーベイメータ等）を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、 <u>重大事故等が発生した後、モニタリングカーに搭載しているダスト・よう素サンプラ等が測定機能を喪失したことを確認した場合には、可搬型放射線計測器（GM 汚染サーベイメータ等）及び可搬型ダストサンプラによる空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手する</u> としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、重大事故等時の発電所及びその周辺において、モニタリングカーが使用できない場合、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラ（以下「可搬型放射線計測器等」という。）により空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行うものであり、判断基準である「モニタリングカー搭載測定機器の機能喪失」を確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「モニタリングカー搭載測定機器の状態」については、それぞれの測定器の指示値により判断すること、それが、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、可搬型放射線計測器等により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する手順であり、「第 1.17.6 図 空気中の放射性物質の濃度の代替測定のタイムチャート」を踏まえ、現場への移動、測定、記録等のために必要な手段が示されていることを確認した。 b. <u>この手順では、当該手順操作における現場対応について、発電所災害対策本部要員計 2 名で車両にて移動後、測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり約 2 時間 5 分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. 作業環境については、事故発生後の放射性物質の放出の有無やブルームの状況に応じた活動を行うとしていることを確認した。

b. モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	重大事故等時の発電所及びその周辺において、モニタリングカーによる空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。そのための多様性拡張設備については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 重大事故等発生後、格納容器排気筒ガスモニタ等の指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合、又はそのおそれがある場合において、発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合、当該手順に着手するとしていることを確認した。また、「モニタリングカーは、通常時より放射性物質の濃度を測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する」としていることを確認した。
b. 操作手順	b. モニタリングカーの移動、GM 汚染サーベイメータによるダスト濃度、NaI シンチレーションサーベイメータによるヨウ素濃度測定実施など必要な手順が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 上記の対応は、発電所災害対策本部要員 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は、試料採取を実施する発電所敷地内及び発電所敷地境界付近で、最大約 1 時間 30 分としていることを確認した。

(5) 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

a. 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、「可搬型放射線計測器（ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラにより、発電所及びその周辺において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する」ためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。「そのための設備については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、「可搬型放射線計測器（ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ等）、可搬型ダストサンプラを重大事故等対処設備として新たに整備する」としていることを確認した。 また、当該手順において、自主対策として、「モニタリングカーに搭載している測定機器及び可搬型放射線計測器の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば Ge γ 線多重波高分析装置、可搬型 Ge γ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置による測定に着手するとしていることを確認した。」
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 当該手順では、「格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する」としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定するものであり、判断基準である「格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認」等をもって施設から放射性物質が放出状況を確認し、当該手順に着手することにより、適切なタイミングで測定が開始できることを確認した。
c. 判断計器	c. 手順着手の判断基準である「施設からの放射性物質の放出状況」等については、格納容器排気筒ガスモニタ等で監視することとしており、それが、「第 1.17.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	

確認事項	確認結果（伊方）
a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定のためのものであり、「第1.17.8図 空気中の放射性物質の濃度測定のタイムチャート」を踏まえ、現場への移動、試料採取等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、発電所災害対策本部要員の計2名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約2時間15分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境については、事故発生後の放射性物質の放出の有無やプルームの状況に応じた活動を行うとしていることを確認した。

b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、可搬型放射線計測器（ZnSシンチレーションサーベイメータ及びGM汚染サーベイメータ等）により、発電所及びその周辺において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.17の解釈1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。そのため設備については、「第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、可搬型放射線計測器（ZnSシンチレーションサーベイメータ及びGM汚染サーベイメータ等）を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。 また、当該手順において、自主対策として、モニタリングカーに搭載している測定機器及び可搬型放射線計測器の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であればGe γ 線多重波高分析装置、可搬型Ge γ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置による測定に着手するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、廃棄物処理設備排水モニタの指示値等により放射線量を確認し、排水に放射性物質が含まれているおそれがある場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手するとしていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定するものであり、判断基準である「廃棄物処理系の排水モニタ等による放射線量を確認」等をもって施設から放射性物質が放出状況を確認し、当該手順に着手することにより、適切なタイミングで測定を開始できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「施設からの放射性物質の放出状況」等については、廃棄物処理系排水モニタ等で監視することとしており、それが、「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定のためのものであり、「第1.17.10図 海水中及び排水中の放射性物質の測定のタイムチャート」を踏まえ、現場への移動、試料採取等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、発電所災害対策本部要員の計2名で測定及び記録を行い、一連の作業を約4時間20分で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

確認事項	確認結果（伊方）
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境については、事故発生後の放射性物質の放出の有無やプルームの状況に応じた活動を行うとしていることを確認した。

c. 可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定【技術的能力及び自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、可搬型放射線計測器（ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ等）により、発電所及びその周辺において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。そのため設備については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、可搬型放射線計測器（ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ等）を重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。</p> <p>また、当該手順において、自主対策として、モニタリングカーに搭載している測定機器及び可搬型放射線計測器の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば Geγ 線多重波高分析装置、可搬型 Geγ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置による測定に着手するとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、測定が必要と判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手していることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射性物質の濃度を測定するものであり、判断基準である「格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認」等をもって施設から放射性物質の放出状況を確認し、当該手順に着手することにより、適切なタイミングで測定が開始できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「施設からの放射性物質の放出状況」等については、格納容器排気筒ガスモニタ等で監視することとしており、それが、「第 1.17.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定のためのものであり、「第 1.17.11 図 土壌中の放射性物質の測定のタイムチャート」を踏まえ、現場への移動、試料採取等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、発電所災害対策本部要員の計 2 名で測定及び記録を行い、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり約 2 時間で実施していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境については、事故発生後の放射性物質の放出の有無やプルームの状況に応じた活動を行うとしていることを確認した。

d. 海上モニタリング測定【技術的能力及び自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、<u>可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ等）</u>により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時には小型船舶に積載）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する<u>ためのもの</u>であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。<u>そのための設備</u>については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、<u>可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ等）、小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>としていることを確認した。</p> <p>また、当該手順において、自主対策として、<u>モニタリングカーに搭載している測定機器及び可搬型放射線計測器の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば Ge γ線多重波高分析装置、可搬型 Ge γ線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置による測定に着手する</u>としていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手は、<u>格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認し、モニタリングが必要と判断された場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する</u>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所の周辺海域で海上モニタリングが必要と判断した場合に、小型船舶で周辺海域を移動し、可搬型放射線計測器等により放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うものであり、判断基準である「格納容器排気筒ガスモニタの指示値等により放射線量を確認」等をもって施設から放射性物質の放出状況を確認し、当該手順に着手することにより、適切なタイミングで測定を開始できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「施設からの放射性物質の放出状況」等については、格納容器排気筒ガスモニタ等で監視することとしており、それが、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺海域の放射性物質濃度を測定するためのものであり、「第 1.17.12 図 海上モニタリング測定のタイムチャート」を踏まえ、現場への移動、試料採取等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、船舶の出航までの作業を計 5 名で約 2 時間で実施し、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を含め計 3 名で 1 箇所当たり約 2 時間 30 分で実施する。</u></p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. 作業環境については、事故発生後の放射性物質の放出の有無やブルームの状況に応じた活動を行うとしていることを確認した。</p>

(6) バックグラウンド低減対策等

a. モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリングステーション、モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策を実施する</u> ためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 2 にて求められている「事故後の周辺汚染による測定不能を避けるためのバックグラウンド低減対策」に係る手段である。当該手順においては、重大事故等対処設備及び多様性拡張設備を用いた作業は行わないとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手は、<u>放射性物質放出のおそれを確認した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手し、モニタリングステーション、モニタリングポストの検出器の養生を実施する</u>。また、バックグラウンド値が通常より高い場合には、設備の除染、土壌の撤去、周辺樹木の伐採等により、<u>バックグラウンド低減対策を実施する</u>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、事故後の周辺汚染によりモニタリングステーション及びモニタリングポストによる測定ができなくなることを避けるため、モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策を行うためのものであり、判断基準である「放射性物質放出のおそれを確認」した段階で、当該手段に着手することにより確実にモニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策が講じられることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「放射性物質放出の状態」については、モニタリングポストで監視することとしており、それが、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出によりモニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する手順であり、「第 1.17.13 図 モニタリングポスト及びモニタリングステーションのバックグラウンド低減対策のタイムチャート」を踏まえ、設備の除染、土壌の撤去、周辺樹木の伐採等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、上記の対応は、発電所災害対策本部要員 4 名にて実施し、検出器及び局舎の養生作業の所要時間は、約 4 時間と想定することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. 作業環境については、事故発生後の放射性物質の放出の有無やブルームの状況に応じた活動を行うとしていることを確認した。</p>

b. 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>重大事故等による周辺汚染に対しては、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、可搬型代替モニタのバックグラウンドの低減対策を実施する</u> ためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 2 にて求められている「事故後の周辺汚染による測定不能を避けるためのバックグラウンド低減対策」に係る手段である。当該手順においては、重大事故等対処設備及び多様性拡張設備を用いた作業は行わないとしていることを確認した。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、 <u>バックグラウンド値が通常より高い場合には、設備の除染、土壌の撤去、周辺樹木の伐採等により、バックグラウンド低減対策を実施する</u> としていること確認、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 当該手順は、重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測器での測定が不能となった場合、放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策を行うものであり、判断基準である「バックグラウンド値」の状況を確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 手順着手の判断基準である「バックグラウンド値」の状況については、可搬型放射線計測器の測定時に確認していることを確認した。

c. 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、<u>敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する</u>としており、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1c) にて求められている「敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること」に係る手段である。当該手順においては、重大事故等対処設備及び多様性拡張設備を用いた作業は行わないとしていることを確認した。</p> <p>なお、<u>敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って</u>資機材及び要員、放出源情報を提供するとともにモニタリングを<u>実施する</u>こと、原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し、環境放射線モニタリング等への要員の派遣、可搬型放射線計測器等の貸与等を受けることが可能であるとしていることを確認した。</p> <p>当該手段については、体制の構築に関するものであり、判断基準や判断計器などの手順の方針については示されていないことを確認した。</p>

(7) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>放射性物質の濃度及び放射線量の測定に係る優先順位について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>a. 重大事故等時の放射線量の測定は、モニタリングステーション及びモニタリングポストによる測定を優先する。モニタリングステーション又はモニタリングポストが使用できない場合は可搬型代替モニタによる代替測定を行う。</p> <p>b. 重大事故等時の空気中の放射性物質濃度の測定は、モニタリングカーによる測定を優先する。モニタリングカーが使用できない場合は、可搬型放射線計測器等による代替測定を行う。</p>

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

(1) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	当該手順は、気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録にて求められている」に係る手段である。このための設備については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、可搬型気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手は、気象観測設備の測定機能が喪失したことを中央制御室の指示値及び警報表示により確認した場合に、可搬型気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手するとしていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測設備により風向、風速その他の気象観測項目を測定するものであり、判断基準である「気象観測設備が機能喪失」をもって、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「気象観測装置の状況」は気象観測設備で監視することとしており、それが、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、可搬型気象観測設備により測定し、その結果を記録するためのものであり、「第 1.17.15 図 可搬型気象観測装置の配置、測定のタイムチャート」を踏まえ、代替測定の開始・記録などの必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、装置の配置を発電所災害対策本部要員計 4 名、約 4 時間 30 分で実施する。測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録されることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 車等により所定の場所までの装置の運搬ができない場合は、アクセス可能な場所まで車等で運搬する。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境については、事故発生後の放射性物質の放出の有無やプルームの状況に応じた活動を行うとしていることを確認した。

(2) 気象観測設備による気象観測項目の測定【自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用し測定結果は記録紙に記録するとしていることを確認した。 なお、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定であることから、手順の方針等は示されていないことを確認した。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>風向、風速その他の気象条件の測定に係る優先順位について以下の方針であることを確認した。</p> <p>重大事故等時の風向、風速その他気象条件の測定は、気象観測設備を優先するが、測定できない場合は、可搬型気象観測設備により代替測定を行う。</p>

1.17.2.3 モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源を代替電源（交流）から給電する手順等【技術的能力及び自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、代替交流電源設備である空冷式非常用発電装置から給電により、モニタリングステーション及びモニタリングポストでの放射線量の監視、測定を継続する¹⁾ためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1b)にて求められている「常設モニタリング設備が代替交流電源設備からの給電を可能にすること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、うち、空冷式非常用発電装置等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>また、当該手順において、自主対策として、モニタリングステーション又はモニタリングポストの交流電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置から給電を開始する。給電状況は中央制御室において確認²⁾としていることを確認した。自主対策として実施される無停電電源装置からの給電については、空冷式非常用発電装置から緊急時対策所（EL. 32m）を経由してモニタリングステーション又はモニタリングポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置から、技術的能力にて求められている対策である空冷式非常用発電装置に切り替える³⁾としていることを確認した。</p> <p>なお、代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
放射性物質の測定	モニタリングステーション及びモニタリングポスト	耐震性として十分ではないが、設備が健全である場合は、放射線量の測定手段として有効である。	
	モニタリングカー	通常時より使用しており、重大事故等時に使用できる場合は、測定手段として有効である。	
	Ge γ 線多重波高分析装置、可搬型 Ge γ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置	耐震性としては十分でなく、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較し、測定終了までに時間を要するため、重大事故発生後初期には期待できないものの、放射性物質の濃度測定手段となり得る。	
風向風速その他の気象条件の測定	気象観測設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全な場合には、風向、風速その他の気象条件の監視、測定及び記録する手段として有効である。	
代替電源からの給電	モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置	モニタリングステーション又はモニタリングポストの受電設備の故障等のため、受電ができない場合に対して、モニタリングステーション又はモニタリングポストの機能維持に有効である。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.18及び設置許可基準規則第61条）

I	要求事項の整理	1.18-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.18-4
1.18.1	対応手段と設備の選定	1.18-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.18-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.18-5
1.18.2	重大事故等時の手順等	1.18-9
1.18.2.1	居住性を確保するための手順等	1.18-14
(1)	緊急時対策所(EL.32m)立ち上げの手順【技術的能力（第61条等）】	1.18-14
a.	緊急時対策所空気浄化設備運転手順	1.18-14
b.	緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	1.18-15
(2)	原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順	1.18-16
a.	緊急時対策所エリアモニタ設置手順	1.18-16
(3)	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等【技術的能力（第61条等）】	1.18-16
a.	緊急時対策所(EL.32m)にとどまる要員	1.18-16
b.	緊急時対策所加圧装置による空気供給準備手順	1.18-17
c.	緊急時対策所加圧装置への切替準備手順	1.18-18
d.	緊急時対策所加圧装置への切替手順	1.18-19
e.	緊急時対策所空気浄化設備への切替手順	1.18-20
1.18.2.2	重大事故時等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順	1.18-21
(1)	緊急時対策所(EL.32m)情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順【技術的能力（第61条等）】	1.18-21
(2)	重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備【技術的能力（第61条等）】	1.18-21
(3)	通信連絡に関する手順等【技術的能力（第61条等）】	1.18-21
1.18.2.3	必要な数の要員の収容に係る手順等	1.18-22
(1)	放射線管理【技術的能力（第61条等）】	1.18-22
a.	放射線管理用資機材の維持管理等	1.18-22
b.	チェンジングエリアの設置及び運用手順	1.18-22
c.	緊急時対策所空気浄化設備の切替手順	1.18-23
(2)	飲料水、食料等【技術的能力（第61条等）】	1.18-23
1.18.2.4	代替電源設備からの給電手順等	1.18-24
(1)	緊急時対策所用発電機による給電【技術的能力（第61条等）】	1.18-24
a.	緊急時対策用発電機準備手順	1.18-24
b.	緊急時対策用発電機起動手順	1.18-25
c.	緊急時対策用発電機への燃料（軽油）給油手順	1.18-26
1.18.2.5	総合事務所内緊急時対策所を使用する手順	1.18-27
(1)	優先順位	1.18-27

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、緊急時対策所の居住性等のための手順等について以下のとおり要求している。

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 18 緊急時対策所の居住性等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。 b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。 c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。 d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。 e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。 <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>

<設置許可基準規則第61条>（原子炉制御室）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>第61条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.18.1 対応手段と設備の選定

重大事故等が発生した場合において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所（EL.32m）にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び手順等が、第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18項（以下「第61条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第61条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第61条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第61条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定するとしており、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第61条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第61条等による要求事項に基づき、対応手段として、居住性を確保するための手順、重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順、必要な要員の収容に係る手順、代替電源設備からの給電手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第61条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第61条等の要求事項に対応するため、以下の措置を行うための設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 緊急時対策所（EL. 32m）は、耐震構造とし、基準津波の影響を受けない位置に設置。</p> <p>② 緊急時対策所（EL. 32m）は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するため位置的分散を確保。</p> <p>③ 代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所（EL. 32m）の電源設備は多重性を確保。</p> <p>④ 遮蔽、空気浄化ファン等により緊急時対策所（EL. 32m）の居住性を確保するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 緊急時対策所（EL. 32m）の居住性については、第61条等に定める要件に適合するものとする。</p> <p>⑥ 発電所災害対策本部要員の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等。</p> <p>⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。</p> <p>⑧ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。</p> <p>⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等。</p> <p>⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を収容するための設備及び手順等。</p> <p>また、緊急時対策所の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第61条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※ ¹	<p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>以下の設備を設置する方針であることを確認した。</p> <p>a) 緊急時対策所（EL. 32m）は、耐震構造とし、基準津波の影響を受けない位置に設置。</p> <p>b) 緊急時対策所（EL. 32m）は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するため位置的分散を確保。</p> <p>c) 代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所（EL. 32m）の電源設備は多重性を確保。</p> <p>d) 遮蔽、空気浄化ファン等により緊急時対策所（EL. 32m）の居住性を確保するための設備及び手順等。</p> <p>e) 緊急時対策所（EL. 32m）の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所（EL. 32m）内でのマスク着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所（EL. 32m）にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。</p> <p>f) 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等。</p> <p>2) 重大事故等に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を収容するための設備及び手順等。具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p>
【技術的能力】※ ³	1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に	以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。

		<p>掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p> <p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p> <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>a) 遮蔽、空気浄化ファン等により緊急時対策所（EL. 32m）の居住性を確保するための設備及び手順等。</p> <p>b) 代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等。</p> <p>c) 発電所災害対策本部要員の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等。</p> <p>d) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。</p> <p>2) 重大事故等に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を収容するための設備及び手順等。具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p>	
<p>※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第61条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p> <p>※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項</p> <p>※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 18</p> <p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順 なし</p>				

1.18.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第61条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.18.2.1から1.18.2.4に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第61条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 代替電源からの給電。そのために、緊急時対策所用発電機を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 緊急時対策所（EL. 32m）の居住性の確保。そのために、緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ、加圧判断に使用する可搬型モニタ等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員の収容。そのために、発電所災害対策本部要員の装備（線量計及びマスク等）、外部からの支援なしに1週間活動するための飲料水、食料等、チェン징エリア設営用資機材等を新たに整備する。</p> <p>d. 緊急時対策所（EL. 32m）から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システム、SPDS表示端末を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 緊急時対策所（EL. 32m）と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、緊急時用携帯型通話装置、衛星電話（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 居住性を確保するための手順等</p> <p>(a) 緊急時対策所立ち上げの手順</p> <p>緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所空気浄化設備を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所空気浄化設備の操作等を発電所災害対策本部要員計2名により約1時間30分で実施する。</p> <p>(b) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所加圧装置による空気供給準備手順 <p>加圧判断に使用する可搬型モニタの線量率が急上昇した場合又は緊急時対策所可搬型エリアモニタの線量率が急上昇した場合等には、緊急時対策所空気浄化設備を停止し、空気供給装置による緊急時対策所内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所排気手動ダンパ及び加圧装置流量調整弁等の操作を発電所災害対策本部要員計3名により約5分で実施する。</p> 緊急時対策所空気浄化設備への切替手順 <p>加圧判断に使用する可搬型モニタ又は可搬型代替モニタの線量率が低下した場合等には、希ガスの放出の収束により、加圧装置による緊急時対策所（EL. 32m）の加圧を停止し、緊急時対策所可搬型空気浄化設備を起動する手順に着手する。この手順では、加圧装置、緊急時対策所可搬型空気浄化設備、緊急時対策所空気浄化ファン給気手動ダンパ、加圧装置流量調整弁等の操作を発電所災害対策本部要員計3名により約5分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備すること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>・緊急時対策所にとどまる要員 プルーム通過中において、緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員36名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な発電所災害対策本部要員61名との合計97名と想定している。プルーム放出のおそれがある場合、この要員数を目安とし、最大収容可能人数（100名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。</p> <p>b. 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に関わる手順等</p> <p>(a) 情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順 SPDS表示端末は、緊急時対策所（EL. 32m）立ち上げ時に1名により操作する。</p> <p>(b) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の設備 重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所（EL. 32m）に配備し、常に最新となるよう維持・管理する。</p> <p>c. 必要な数の発電所災害対策本部要員の収容に係る手順</p> <p>(a) チェンジングエリアの設置及び運用手順 重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合には、緊急時対策所のチェンジングエリアの運用を開始する手順に着手する。この手順は、床面養生、簡易テント及び各資機材の設置等を発電所災害対策本部要員計3名により約45分で実施する。</p> <p>(b) 飲料水、食料等 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を最大100名を収容する。このため、発電所災害対策本部要員の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持・管理する。</p> <p>d. 代替電源からの給電の手順</p> <p>(a) 緊急時対策所用発電機による給電 緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所用発電機の給電の手順に着手する。この手順では、緊急時対策所用発電機の準備及び給電の操作を発電所災害対策本部要員計3名により約10分で実施する。</p> <p>③作業環境等 緊急時対策所（EL. 32m）の居住性を確保するため、緊急時対策所換気空調設備等の空気浄化装置、排気手動ダンパ等の操作手順等を整備していること、緊急時対策所用発電機から緊急時対策所（EL. 32m）への給電について、起動、ケーブル接続、給油等の操作手順等を整備していること、緊急時対策所に要員をとどめるための身体サーベイ、作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアの設置等の手順等を定めていること、発電所災害対策本部要員が7日間外部からの支援がなくても緊急時対策所の機能を維持できる資機材を確保していることなどを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(2) 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 有効性評価（第37条）等において位置づけた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(2) 原子炉制御室の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）等において位置づけた対策はないことを確認した。</p>
<p>2. 優先順位について</p> <p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>① 重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、発電所外との通信連絡を行うため又は居住性を確保するため以下の多様性拡張設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>a. 発電所外との通信連絡を行うための設備及び手順等 発電所外との通信連絡を行うための設備は、以下のとおりとしている。 設備が健全である場合、運転指令設備、電力保安通信用電話設備（テレビ会議システム含む）、無線通話装置（固定）及び災害時優先加入電話設備等を使用するとしており、その手順は、「1. 19 通信連絡に関する手順等」において記載のとおりとしている。</p> <p>b. 緊急時対策所(EL. 32m)以外の設備及び手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	緊急時対策所（EL32m）が使用できない場合の災害対策本部機能を維持するための総合事務所内緊急時対策所及び手順等を整備している。

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.16.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 緊急時対策所(EL.32m)立ち上げの手順【技術的能力（第61条等）】

a. 緊急時対策所空気浄化設備運転手順

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>非常体制が発令された場合※、緊急時対策所（EL.32m）を使用し、発電所災害対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所（EL.32m）を立ち上げることとしており、緊急時対策所（EL.32m）で活動する発電所災害対策本部要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所空気浄化設備を運転する手順を整備する。このため緊急時対策所空気浄化設備を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>※非常体制：以下の事象が発生した場合に非常体制を発令する。（非常体制区分については、伊方発電所原子力事業者防災業務計画に定められている）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・伊方発電所防災業務計画に定める非常準備体制の発令基準事象（非常準備体制を発令） ・原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報基準事象（第1種非常体制を発令） ・内閣総理大臣が原子力災害対策特別措置法第15条第2項に基づく原子力緊急事態宣言を発令した事象（第2種非常体制を発令）
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準1.18の解釈1 a)にて求められている「放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、非常用体制が発令され緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所空気浄化設備を運転する手順に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「緊急時対策所を立ち上げる場合」は、非常体制が発令された場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 非常体制が発令される重大事故等を判断するための計器は、各当該手順において明らかにされている。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>a. 当該操作手順は、緊急時対策所空気浄化設備の起動手順であり、「第1.18.4図 緊急時対策所空気浄化設備運転 タイムチャート」等を踏まえ、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該の確認手順操作について、この手順では、緊急時対策所空気浄化設備の操作等を発電所災害対策本部要員計2名により約1時間30分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作の判断基準は非常用体制が発令され緊急時対策所を立ち上げる場合であり、特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。なお、現場作業は、空気浄化設備を仮設ダクトにより接続し、空気浄化ファンに電源ケーブルを接続するものであるが、接続時間の短縮と作業の信頼性向上のため、通常時から一部接続している系統を優先して接続するとしていることを確認した。</p> <p>空気浄化装置へのダクト接続に係る作業及び接続時間については、補足説明資料(添付資料1.18.2)において示されている。</p>

b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	非常体制が発令され、緊急時対策所（EL. 32m）の使用を開始した場合、緊急時対策所（EL. 32m）の居住性確保の観点から、緊急時対策所（EL. 32m）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。測定に使用する設備のうち、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 a)にて求められている「放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、非常用体制が発令され緊急時対策所を立ち上げる場合に、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「緊急時対策所を立ち上げる場合」は、非常体制が発令された場合としており、適切に測定するための手順に着手できることを確認した。 c. 非常体制が発令される重大事故等を判断するための計器は、各当該手順において明らかにされている。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、この手順では、緊急時対策所内対応は発電所災害対策本部要員計1名により実施することを確認した。 c. 当該操作の判断基準は非常用体制が発令され緊急時対策所を立ち上げる場合であり、特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。 なお、補足説明資料(添付資料 1.18.2)の(添付 2-7)において、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を維持・抑制するための条件が示されている。
③アクセスルートの確保等	本手順は、緊急時対策所内のみにおける測定であるため、速やかに対応できることを確認した。

(2) 原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順

a. 緊急時対策所エリアモニタ設置手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に緊急時対策所（EL. 32m）内への放射性物質等の侵入量を微量のうちに検知し、緊急時対策所（EL. 32m）内の発電所災害対策本部要員の被ばくを低減するため、緊急時対策所（EL. 32m）内への緊急時対策所エリアモニタを設置する。使用する設備等のうち、緊急時対策所エリアモニタを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 a) にて求められている「放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合に緊急時対策所エリアモニタを設置する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条特定事象の発生」は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条特定事象の発生」は、原子力災害対策特別措置法において定められた事象ごとに必要な計器を用いて判断されるものである。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、緊急時対策所エリアモニタを設置する手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、この手順では、緊急時対策所内対応は発電所災害対策本部要員計1名により実施するものとし、緊急時対策所エリアモニタ起動まで所要時間を約20分と想定していることを確認した。 c. 特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等	本手順は、緊急時対策所内のみにおける測定であるため、速やかに対応できることを確認した。

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等【技術的能力（第61条等）】

a. 緊急時対策所(EL. 32m)にとどまる要員

確認結果（伊方）
プルーム通過中において、緊急時対策所にとどまる要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員36名と、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な発電所災害対策本部要員61名との合計97名と想定している。プルーム放出のおそれがある場合、この要員数を目安とし、最大収容可能人数（100名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

b. 緊急時対策所加圧装置による空気供給準備手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に備え、緊急時対策所加圧装置の系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、緊急時対策所空気浄化設備から緊急時対策所加圧装置への切替の準備を行う手順を整備する。このため、緊急時対策所加圧装置、可搬型代替モニタ及び加圧判断に使用する可搬型モニタを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。また、多様性拡張設備については、「第 1.18.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 a) にて求められている「放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、原子炉内の炉心損傷の兆候若しくは格納容器内圧力が格納容器スプレイ作動圧力となった場合、可搬型代替モニタ、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の線量率が上昇した場合、緊急時対策所エリアモニタ線量率が上昇した場合、炉心の状態に係らず原子炉格納容器が破損した場合には、緊急時対策所加圧装置による空気供給準備に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷の兆候」は「炉心出口温度について 600℃を超えて上昇する場合、毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続する場合」でとしており、適切に動作状況を確認するための手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「炉心損傷の兆候」は炉心出口温度計で、「格納容器圧力」は格納容器内圧力（広域）で、線量率の上昇は可搬型モニタ、可搬型代替モニタ、緊急時対策所エリアモニタ等で監視することとしており、それが、「第 1.18.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、緊急時対策所加圧装置による空気供給準備であり、「第 1.18.6 図 緊急時対策所加圧装置準備 タイムチャート」等を踏まえ、ホース接続等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該の確認手順操作について、この手順では、緊急時対策所空気浄化設備の操作等を発電所災害対策本部要員計 2 名により約 2 時間で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作は準備手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

c. 緊急時対策所加圧装置への切替準備手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>プルーム放出のおそれがある場合、プルーム放出に備えパラメータの監視を強化し、加圧操作要員を配置する。プルーム放出に備え、パラメータの監視強化及び緊急時対策所加圧装置による加圧操作の要員配置を行うための手順を整備する。このため、「b. 緊急時対策所加圧装置による空気供給準備手順」に加え、風向風速計を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。また、多様性拡張設備については、「第 1.18.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な多様性拡張設備と多様性拡張設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における多様性拡張設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 a)にて求められている「放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、プルーム放出のおそれがある場合には緊急時対策所加圧装置への切替手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「プルーム放出のおそれがある場合」は「①重大事故等が発生し、原子炉内の炉心損傷の兆候及び格納容器内圧力が最高使用圧力を超えかつ圧力の上昇が継続し、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、②可搬型代替モニタ、加圧判断に使用する可搬型モニタ等の線量率が上昇した場合、③緊急時対策所エリアモニタ線量率が上昇した場合」としており、適切に動作状況を確認するための手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「炉心損傷の兆候」は炉心出口温度計で、「格納容器圧力」は格納容器内圧力（広域）で、線量率の上昇は可搬型モニタ、可搬型代替モニタ、緊急時対策所エリアモニタ等で監視することとしており、それが、「第 1.18.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、パラメータ監視及び緊急時対策所加圧装置による加圧操作の要員配置の手順であり、「第 1.18.7 図 緊急時対策所加圧装置準備 タイムチャート」等を踏まえ、加圧判断パラメータ監視強化等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該の確認手順操作について、この手順では、加圧パラメータ監視強化等を発電所災害対策本部要員計 4 名により実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作はパラメータ監視及び要員配置の手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になことを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等	<p>本手順は、パラメータ監視及び緊急時対策所内の要員の配置等のみであるため、速やかに対応できることを確認した。</p>

d. 緊急時対策所加圧装置への切替手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出され、緊急時対策所（EL. 32m）に接近した場合、緊急時対策所（EL. 32m）内への希ガス等の放射性物質の侵入を防止するため、緊急時対策所空気浄化設備を停止し、緊急時対策所加圧装置による緊急時対策所（EL. 32m）内の加圧を行う。このため、「c. 緊急時対策所加圧装置への切替準備手順」と同様の設備を重大事故等対処設備又は多様性拡張設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 a)にて求められている「放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、 <u>加圧判断に使用する可搬型モニタの線量率が急上昇した場合又は緊急時対策所可搬型エリアモニタの線量率が急上昇した場合等には、緊急時対策所空気浄化設備を停止し、空気供給装置による緊急時対策所内の加圧を実施する手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「加圧判断に使用する可搬型モニタの線量率が急上昇した場合又は緊急時対策所可搬型エリアモニタの線量率が急上昇した場合」のだけでなく、「原子炉格納容器冷却機能の回復がなく、かつ格納容器内圧力が最高使用圧力を超えた状態から圧力が低下傾向となった場合」も着手判断としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である線量率の上昇は可搬型モニタ、可搬型代替モニタ、緊急時対策所エリアモニタ等で監視することとしており、それが、「第 1.18.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、緊急時対策所加圧装置による緊急時対策所（EL. 32m）内の加圧を行う手順であり、「第 1.18.9 図 緊急時対策所加圧装置への切替 タイムチャート」等を踏まえ、ダンパ閉操作等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、 <u>この手順では、緊急時対策所排気手動ダンパ及び加圧装置流量調整弁等の操作を発電所災害対策本部要員計 3 名により約 5 分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作は切替手順であり、操作に必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等	本手順は、緊急時対策所内の操作のみであるため、速やかに対応できることを確認した。

e. 緊急時対策所空気浄化設備への切替手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	緊急時対策所（EL. 32m）周辺から希ガスの影響が減少した場合に緊急時対策所加圧装置による加圧を停止し、緊急時対策所空気浄化設備を起動する手順を整備する。このため、「c. 緊急時対策所加圧装置への切替準備手順」と同様の設備を重大事故等対処設備又は多様性拡張設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 a)にて求められている「放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、 <u>加圧判断に使用する可搬型モニタ又は可搬型代替モニタの線量率が低下した場合等には、希ガスの放出の収束により、加圧装置による緊急時対策所（EL. 32m）の加圧を停止し、緊急時対策所可搬型空気浄化設備を起動する手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準として、具体的には「①上昇していた格納容器内圧力が低下後、安定し、希ガスの放出が終息したと判断できる場合、②可搬型気象観測設備のうち風向風速計の状況により、緊急時対策所空気浄化設備の運転再開及び加圧装置の停止ができる場合、又は③緊急時対策所（EL. 32m）が、炉心から見て風上であり、かつ加圧判断に使用する可搬型モニタ又は可搬型代替モニタの線量率が低下した場合」としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「風向」は風向計で、「格納容器圧力」は格納容器内圧力（広域）で、「線量率の低下」は可搬型モニタ、可搬型代替モニタ、緊急時対策所エリアモニタ等で監視することとしており、それが、「第 1.18.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、緊急時対策所加圧装置による加圧を停止し、緊急時対策所空気浄化設備を起動する手順であり、「第 1.18.10 図 緊急時対策所空気浄化装置への切替 タイムチャート」等を踏まえ、ダンパ開操作等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、 <u>この手順では、加圧装置、緊急時対策所可搬型空気浄化設備、緊急時対策所空気浄化ファン給気手動ダンパ、加圧装置流量調整弁等の操作を発電所災害対策本部要員計 3 名により約 5 分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作は切替手順であり、操作に必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等	本手順は、緊急時対策所内の操作のみであるため、速やかに対応できることを確認した。

1.18.2.2 重大事故時等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順

(1) 緊急時対策所 (EL. 32m) 情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順【技術的能力（第61条等）】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（EL. 32m）情報収集設備である安全パラメータ表示システム（以下「SPDS」という。）及び SPDS 表示端末により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。緊急時対策所 (EL. 32m) 情報収集設備のうち、安全パラメータ表示システム、SPDS 表示端末を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。また、全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により、緊急時対策所（EL. 32m）の情報収集設備及び通信連絡設備を使用することを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 d) にて求められている「資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること」として、重大事故等が発生し非常体制が発令された場合、SPDS 表示端末を起動し監視する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である非常体制が発令された場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 非常体制が発令される重大事故等を判断するための計器は、各々の当該手順において明らかにされている。 補足説明資料(添付資料 1.18.3) (添付 3-1)において、SPDSにて確認できるパラメータについて整理されている。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、SPDS 表示端末の起動、監視手順であり、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、 <u>SPDS 表示端末は、緊急時対策所（EL. 32m）立ち上げ時に1名により操作する</u> としていることを確認した。 c. 当該操作の判断基準は非常体制が発令され緊急時対策所を立ち上げる場合であり、特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等	本手順は、緊急時対策所内の端末起動のみであるため、速やかに対応できることを確認した。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備【技術的能力（第61条等）】

確認結果（伊方）
<u>重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所（EL. 32m）に配備し、</u> 資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、 <u>常に最新となるよう維持・管理する。</u>

(3) 通信連絡に関する手順等【技術的能力（第61条等）】

確認結果（伊方）
重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（EL. 32m）の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、原子力本部（松山）、本店（高松）、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。 発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用法等、必要な手順の詳細は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

(1) 放射線管理【技術的能力（第61条等）】

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

確認結果（伊方）	
<p>重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 c)にて求められている「対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること」として、緊急時対策所（EL. 32m）には、1 週間外部からの支援がなくとも対策要員が使用する十分な数量の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行うとしていることを確認した。</p>	

b. チェンジングエリアの設置及び運用手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>緊急時対策所（EL. 32m）は、緊急時対策所エリアとチェンジングエリアの2区画で構成しており、チェンジングエリアには、防護具の着替えエリア、発電所災害対策本部要員の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合の除染エリアを設け、発電所災害対策本部要員が身体サーベイ及び汚染している現場作業を行う要員等の除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 a)にて求められている「放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合には、緊急時対策所のチェンジングエリアの運用を開始する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷の兆候」は「炉心出口温度について 600℃を超えて上昇する場合、毎分 15℃以上上昇する場合又は 350℃を超えている状態が 10 分以上継続する場合」でしており、適切に動作状況を確認するための手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「炉心損傷の兆候」は炉心出口温度計で監視することとしていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、チェンジングエリアの設置手順であり、「第 1.18.12 図 チェンジングエリアの設置 タイムチャート」等を踏まえ、機材準備等の必要な手段が示されていることを確認した。必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作について、この手順は、床面養生、簡易テント及び各資機材の設置等を発電所災害対策本部要員計 3 名により約 45 分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特になしであることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等	<p>本手順は、緊急時対策所内におけるチェンジングエリアの設置操作であるため、速やかに対応できることを確認した。</p>

c. 緊急時対策所空気浄化設備の切替手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの性能の低下により、緊急時対策所（EL. 32m）内の居住性が確保できない場合、緊急時対策所空気浄化設備の切替えを行う。なお、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所（EL. 32m）に設置する2系統及び予備の1系統を発電所内に配備していることから、切替え等を行うことにより数ヶ月間使用可能としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 a)にて求められている「放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、フィルタユニットの性能の低下により運転中の緊急時対策所空気浄化設備の切替えが必要となった場合、緊急時対策所空気浄化設備の切り替える手順に着手していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準として、フィルタユニットの性能の低下により運転中の緊急時対策所空気浄化設備の切替えが必要となった場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「フィルタユニットの性能の低下」はフィルタの差圧計や線量率計により原子力防災管理者が判断していることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、緊急時対策所空気浄化設備の待機側への切替手順であり、「第 1.18.13 図 緊急時対策所空気浄化設備切替 タイムチャート」等を踏まえ、ダンパ開操作（待機側）等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、この手順では、待機側の緊急時対策所給気ダンパ等の操作を発電所災害対策本部要員計2名により約6分で実施することを確認した。 c. 当該操作は切替手順であり、操作に必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等	本手順は、緊急時対策所内の操作のみであるため、速やかに対応できることを確認した。

(2) 飲料水、食料等【技術的能力（第61条等）】

確認結果（伊方）
<p>重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 e)にて求められている「少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること」として、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、<u>少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持・管理する</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な緊急時対策所（EL.32m）内での飲食管理として、原子力防災管理者は、適切な頻度で緊急時対策所（EL.32m）内の空気中の放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ないことを確認する。ただし、緊急時対策所（EL.32m）内の空気中放射性物質濃度が目安値（$1 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$）よりも高くなった場合であっても、原子力防災管理者の判断により、必要に応じて飲食を行う。また、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（EL.32m）内の室温・湿度が維持できるよう予備のエアコンを保管し、管理を適切に行うことを確認した。</p>

1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順等

(1) 緊急時対策所用発電機による給電【技術的能力（第61条等）】

a. 緊急時対策用発電機準備手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	非常体制が発令された場合、発電所災害対策本部要員は、緊急時対策所（EL. 32m）を拠点として活動を開始する。全交流動力電源喪失の発生時又は全交流動力電源喪失の発生に備え、緊急時対策所（EL. 32m）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機のケーブル接続を行う。代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、緊急時対策所用発電機、空冷式非常用発電装置、軽油タンク及びミニローリーを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 b)にて求められている「緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること」として、緊急時対策所（EL. 32m）を立ち上げる場合には、緊急時対策所用発電機の給電の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準は非常体制が発令された場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 非常体制が発令される重大事故等を判断するための計器は、各々の当該手順において明らかにされている。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、代替電源設備である緊急時対策所用発電機のケーブル接続等を行う手順であり、「第 1.18.15 図 緊急時対策所発電機準備操作 タイムチャート」等を踏まえ、ケーブル接続等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、この手順では、緊急時対策所空気浄化設備の操作等を発電所災害対策本部要員計3名により約45分で実施することを確認した。 c. 当該操作は準備手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

b. 緊急時対策用発電機起動手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	全交流動力電源喪失時は、緊急時対策所（EL. 32m）の電源を確保するため、代替電源設備である緊急時対策所用発電機を起動することにより緊急時対策所（EL. 32m）へ給電する。代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、緊急時対策所用発電機、空冷式非常用発電装置、軽油タンク及びミニローリーを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 b)にて求められている「緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること」として、外部電源及びディーゼル発電機の故障等によりすべての非常用高圧母線への交流電源からの給電を非常用高圧母線電圧により確認できない場合に緊急時対策用発電機の起動手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「交流電源からの給電を確認できない場合」を「非常用高圧母線電圧で確認」としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「非常用高圧母線電圧」は ERSS における非常用高圧母線電圧にて監視することとしており、それが、「第 1.18.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、代替電源設備である緊急時対策所用発電機の起動手順であり、「第 1.18.16 図 緊急時対策所発電機起動操作 タイムチャート」等を踏まえ、発電機の起動等の必要な手段が示されていることを確認した。また、緊急時対策所用発電機 1 台で緊急時対策所（EL. 32m）の負荷への給電は可能であるが、緊急時対策所用発電機に不具合が発生した場合においても、緊急時対策所（EL. 32m）への給電が喪失しないよう緊急時対策所用発電機を 2 台並列運転としていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、この手順では、緊急時対策所用発電機の準備及び給電の操作を発電所災害対策本部要員計 3 名により約 10 分で実施することを確認した。 c. 当該操作は起動手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になことを確認した。 補足説明資料(添付資料 1.18.5) (添付 3-1)において、代替電源設備から給電を確保するための手順等の説明が整理されている。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

c. 緊急時対策用発電機への燃料（軽油）給油手順

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	全交流動力電源喪失時において、重大事故等対処設備である緊急時対策所用発電機を運転した場合、燃料補給が必要となるため、EL. +32mに設置する軽油タンクからミニローリーへ給油し、緊急時対策所用発電機に補給する。代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、緊急時対策所用発電機、空冷式非常用発電装置、軽油タンク及びミニローリーを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等防止技術的能力基準 1.18 の解釈 1 b)にて求められている「緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること」として、緊急時対策所用発電機を運転した場合において、各発電機の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、負荷運転時における燃料補給作業着手時間に達した場合に緊急時対策用発電機への燃料給油手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「燃料補給作業着手時間」を定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間及び燃料補給間隔の目安として、緊急時対策所用発電機の場合、「運転開始後約8時間（その後ブルーム通過まで約7時間毎に補給）」としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準は運転開始からの経過時間であることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該操作手順は、重大事故等対処設備である軽油タンクからミニローリーへ給油し、緊急時対策所用発電機燃料タンクへ補給する手順であり、「第 1.18.18 図 緊急時対策所用発電機燃料補給 タイムチャート」等を踏まえ、機材運搬等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該の確認手順操作について、この手順では、緊急時対策所用発電機への燃料給油準備及び操作を発電所災害対策本部要員計6名により約2時間30分で実施することを確認した。なお、緊急時対策所用発電機の燃料消費率は、緊急時対策所負荷が約70kVAであり、定格出力150kVAの緊急時対策所用発電機1台運転の場合、燃料消費率を保守的に考慮しても、11時間以上の無給油運転が可能であるため、枯渇までに燃料（軽油）補給が実施できることを確認した。 補足説明資料(添付資料 1.18.5)(添付 3-3)において、無給油での運転可能時間について整理されている。 c. 当該操作は燃料給油手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 緊急時用携帯型通話設備等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

1.18.2.5 総合事務所内緊急時対策所を使用する手順

確認結果（伊方）
<p>重大事故等が発生した場合において、何らかの原因により緊急時対策所（EL. 32m）が使用できない状況において、換気設備、電源設備及び通信連絡設備等、緊急時対策所（EL. 32m）にほぼ相当する機能を持つ総合事務所内緊急時対策所を使用し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するための手順を整備する。</p> <p>総合事務所内緊急時対策所について整備する手順は、以下のとおり緊急時対策所と同等の手順を作成する方針であることを確認した。</p> <p>(1) 総合事務所内緊急時対策所立ち上げ手順 非常体制が発令され、緊急時対策所（EL. 32m）が使用できない場合に、総合事務所内緊急時対策所に発電所災害対策本部を設置するための準備として、総合事務所内緊急時対策所を立ち上げるための手順を整備する。</p> <p>(2) 原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順 緊急時対策所エリアモニタ設置手順、その他手順項目にて考慮する手順を整備する。</p> <p>(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護し、居住性を確保するための手順を整備する。</p> <p>(4) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等 総合事務所内緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備及び通信連絡に関する手順等を整備する。</p> <p>(5) 必要な数の要員の収容に係る手順等 総合事務所内緊急時対策所は、緊急時対策所エリア、資機材保管エリア等の区画で構成しており、発電所災害対策本部活動エリアには、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員として最大100名を収容する。また、収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理する。</p> <p>(6) 総合事務所非常用予備発電装置による給電手順 総合事務所内緊急時対策所の交流電源が喪失した場合、総合事務所非常用予備発電装置が自動起動することにより総合事務所内緊急時対策所へ給電されるため、給電するための操作は必要ないことを確認した。</p>

(1) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p> <p>なお、重大事故等が発生した場合において、何らかの原因により緊急時対策所（EL. 32m）が使用できない状況において、総合事務所内緊急時対策所を使用していることを確認した。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

項目	手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考
重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等	通信連絡に関する手順	運転指令設備、電力保安通信用電話設備（テレビ会議システム含む）、無線通話装置（固定）、災害時優先加入電話設備、直通電話設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。	
	居住性を確保するための手順等	放射線防護等に関する手順 モニタリングポスト及び気象観測装置の風向風速計	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、放射線量及び風向、風速測定の代替設備となり得る。	
	緊急時対策所 (EL. 32m) 以外の設備及び手順等	総合事務所内緊急時対策所	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、緊急時対策所（EL. 32m）が使用できない場合は、ほぼ相当する機能を有するため、代替設備となり得る。	

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.19及び設置許可基準規則第62条）

I	要求事項の整理	1.19-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.19-3
1.19.1	対応手段と設備の選定	1.19-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.19-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.19-4
1.19.2	重大事故等時の手順等	1.19-6
1.19.2.1	発電所内の通信連絡	1.19-9
(1)	発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等【技術的能力及び自主対策】	1.19-9
(2)	計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等【技術的能力】	1.19-10
1.19.2.2	発電所外（社内外）との通信連絡	1.19-10
(1)	発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等【技術的能力】	1.19-10
(2)	計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等【技術的能力及び自主対策】	1.19-11
1.19.2.3	代替電源設備から給電する手順等【技術的能力】	1.19-11

I 要求事項の整理

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「重大事故等防止技術的能力基準」という。）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）において、重大事故等発生時の通信連絡に関する手順等について以下のとおり要求している。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.19 通信連絡に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 19 通信連絡に関する手順等 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。 b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要場所で共有する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第62条>（通信連絡に関する手順等）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備） 1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備） 1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.19.1 対応手段と設備の選定

原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うために申請者が計画する設備及び手順等が、第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19項（以下「第62条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるかを確認した。さらに、申請者が、自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であるかを確認した。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第62条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応により重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第62条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第62条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定するとしていたことを確認した。</p> <p>※1 多様性拡張設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 （例；1.2 高圧時冷却における主配管故障）</p> <p>※1.6 高圧時冷却であれば、対象となる設備は2次冷却系からの除熱機能により1次冷却材を冷却するための設備である補助給水ポンプ等であり、対応手段は2次冷却系からの除熱（注水）となる。FT 図では、通常の場合、ツリーの第1段目に記載される。</p> <p>2) 第62条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第62条等による要求事項に基づき、通信連絡を行うために必要な手段を選定しているが、その際に、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第62条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 緊急時対策所用発電機又は空冷式非常用発電装置及び手順等。</p> <p>② 計測等行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第62条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※ ¹	<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（【設備（措置）】※²）</p> <p>a）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>通信連絡を行うために必要な設備について、必要な設備及び手順等が以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>○代替電源設備から給電する手順等 衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム、SPDS データ表示端末等へ代替電源から給電するための手順。</p>
【技術的能力】※ ³	<p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>b）計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p>	<p>○代替電源設備から給電する手順等 同上</p> <p>○発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等 ○発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等 これら4つの手順により、計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有を行う。</p>

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第62条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 19

1.19.2 重大事故等時の手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 規制要求に対する設備及び手順等について</p> <p>(1) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等</p> <p>1) 第62条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.19.2.2、1.19.2.3に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第62条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム、SPDSデータ表示端末等へ給電。そのため、緊急時対策所用発電機、空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話、IP-FAX）を重大事故等対処設備として新たに整備し、衛星電話設備及び無線通信設備等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 発電所内 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等 特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を現場と中央制御室又は緊急時対策所（EL. 32m）の間では緊急時用携帯型通話設備、現場又は中央制御室と緊急時対策所（EL. 32m）の間では衛星電話設備により共有する手順に着手する。これらのうち緊急時用携帯型通話設備に関する手順は、使用する端末の通話装置用ケーブル接続、乾電池残量の確認、連絡等を現場と中央制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）で実施することを確認した。</p> <p>b. 発電所外 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等 特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により、緊急時対策所（EL. 32m）と原子力本部（松山）、本店（高松）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備による通信連絡のための手順は、TV会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所（EL. 32m）で実施することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>③作業環境等 特段の確認事項なし。</p>
<p>2. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、多様性拡張設備が示されていること、多様性拡張設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>①及び②</p> <p>発電所内外の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における多様性拡張設備参照。）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線通信設備、加入電話及びTV会議システムは、通常時使用されている設備であり、重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていることを確認した。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.19.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（放射線環境、作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等【技術的能力及び自主対策】

確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 b)にて求められている「計測を行った特に重要なパラメータの共有」に係る手順であり、そのための設備が、「第 1.19. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」等に整理され、うち、衛星電話設備、無線通信装置（可搬型）等を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>また、自主対策として、<u>発電所内の通信連絡を行うための設備（表 2 自主対策における多様性拡張設備 参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線通信設備及びTV会議システムは、通常時使用されている設備であり、重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていること</u>を確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順は、重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。また、データ伝送設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手順である。重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合に当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合」をもって、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>a. 当該操作手順は、重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、運転員及び発電所災害対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所又は緊急時対策所 (EL. 32m) との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備、無線通信設備、緊急時用携帯型通話設備、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する手順並びにデータ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所 (EL. 32m) へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末を使用する手順であり、このために必要な衛星電話設備の操作方法等の手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作手順により、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>衛星電話設備等については、特別な技量を要することなく、容易に操作ができる等、当該作業にあたり特段の支障が無いことを確認した。</p>

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等【技術的能力】

確認結果（伊方）	
<p>当該手順は、計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 b)にて求められている「計測を行った特に重要なパラメータの共有」に係る手順である。そのため設備が、「第 1.19. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」等に整理され、うち統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV 会議システム、IP 電話、IP-FAX）を重大事故等対処設備として新たに整備し、衛星電話設備及び無線通信設備等を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p>	
<p>当該手順は、通信設備（発電所内）を用いて、特に重要なパラメータを計測結果を発電所内の必要な場所で共有するため手順である。特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を現場と中央制御室又は緊急時対策所（EL. 32m）の間では緊急時用携帯型通話設備、現場又は中央制御室と緊急時対策所（EL. 32m）の間では衛星電話設備により共有する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>なお、これらのうち緊急時用携帯型通話設備に関する手順は、使用する端末の通話装置用ケーブル接続、乾電池残量の確認、連絡等を現場と中央制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）で実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、操作手順については、「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備し、特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>	

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等【技術的能力】

確認事項	確認結果（伊方）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 b)にて求められている「計測を行った特に重要なパラメータの共有」に係る手順である。そのため設備が、「第 1.19. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」等に整理され、無線電話設備等を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合、当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合」をもって、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順では、重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所（EL. 32m）の発電所災害対策本部要員が、緊急時対策所（EL. 32m）と原子力本部（松山）、本店（高松）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス）、災害時優先加入電話設備、直通電話設備、電力保安通信用電話設備（保安電話、テレビ会議システム（社内）、ファックス）及び無線通信設備を使用する。このため、衛星電話等の各種通信機器の操作方法等、必要な操作手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作手順により、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に際して、特段の監視項目及び監視計器を要しないことを確認した。</p>

確認事項	確認結果（伊方）
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	衛星電話設備等については、特別な技量を要することなく、容易に操作ができる等、当該作業にあたり特段の支障が無いことを確認した。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等【技術的能力及び自主対策】

確認結果（伊方）
<p>当該手順は、計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所（（発電所外（社内外））での共有）のため、通信連絡を行うための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 b)にて求められている「計測を行った特に重要なパラメータの共有」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」等に整理され、うち、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV 会議システム、IP 電話、IP-FAX）を重大事故等対処設備として新たに整備し、衛星電話設備及び無線通信設備等を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所外の通信連絡を行うための設備（表 2 自主対策における多様性拡張設備 参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、電力保安通信用電話設備、無線通信設備、災害時優先加入電話及び TV 会議システムは、通常時使用されている設備であり、重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていることを確認した。</p>
<p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合、その結果を衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により、緊急時対策所（EL. 32m）と原子力本部（松山）、本店（高松）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>なお、これらのうち統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備による通信連絡のための手順は、TV 会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所（EL. 32m）で実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、操作手順については、「1.19.2.2(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備すること、特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等【技術的能力】

確認結果（伊方）
<p>衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム、SPDS データ表示端末等へ給電するための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 a)にて求められている「代替電源設備からの給電」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」等に整理され、うち、緊急時対策所用発電機、空冷式非常用発電装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
<p>当該手順は、全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備により、衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話、IP-ファックス）、安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末へ給電するものであり、給電の手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。</p>

表2 自主対策における多様性拡張設備

手順名	使用する多様性拡張設備	理由	備考	
発電所内の通信連絡	運転指令設備、電力保安通信用電話設備、無線通信設備、TV会議システム	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。		
	緊急時対策所（EL+32m）及び中央制御室以外に設置する衛星電話設備、無線通信設備、SPDS表示端末			
	緊急時対策所（EL+32m）及び中央制御室以外に設置する緊急時用携帯型通話設備			
発電所外の通信連絡	電力保安通信用電話設備、無線通信設備、災害時優先加入電話、TV会議システム			
	災害時優先加入電話設備			
	直通電話設備			
	緊急時対策所（EL+32m）及び中央制御室以外に設置する緊急時用携帯型通話設備			

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準2.1）

重大事故等防止技術的能力基準2.1項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

このため、規制委員会は、①手順書の整備、②体制の整備、③設備及び資機材の配備について以下の要求事項に基づき確認を行った。

I 要求事項

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

II 要求事項の解釈

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
 1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
 1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
 1. 14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2. 1. 1	手順書の整備	2. 1-3
(1)	設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮	2. 1-3
(2)	故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮	2. 1-7
(3)	手順書の整備及びその対応操作	2. 1-7
a.	手順書の適用条件と判断フロー	2. 1-7
b.	5つの活動を行うために必要な手順書	2. 1-11
c.	米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について	2. 1-22
2. 1. 2	体制の整備	2. 1-23
(1)	教育及び訓練の実施	2. 1-23
(2)	体制の整備	2. 1-26
a.	体制	2. 1-26
b.	対応拠点	2. 1-30
c.	外部支援	2. 1-30
2. 1. 3	設備・資機材の整備	2. 1-32
(1)	可搬型重大事故等対処設備の整備	2. 1-32
(2)	資機材の配備	2. 1-36

2. 1. 1 手順書の整備

(1) 設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害の発生を想定することを確認する。</p> <p>① 大規模な自然災害による大規模損壊の想定に当たって、国内外の基準等で示されている自然現象を参考に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を網羅的に抽出していることを確認。</p>	<p>① 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、外部事象77事象を抽出することを確認した。</p> <p>そのうちの自然事象54事象の中で、発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び隕石の12事象を選定することを確認した。</p> <p>また、重畳することが想定される自然現象の組合せ（地震と津波、火山と積雪又は降水）についても考慮していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の抽出プロセス及び選定結果が示されている（参照：添2.1.1大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の抽出プロセスについて）</p>
<p>② ①で網羅的に抽出した自然現象について、設計基準を超えるような規模の想定し、大規模損壊へ至る可能性を検討した上で、その検討結果を踏まえ大規模な自然災害を特定し、これを考慮した手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>② 手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が原子炉施設の安全性に与える影響を考慮する」としていることを確認した。</p> <p>①で網羅的に抽出した12事象について、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定していることを以下のとおり確認した。</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動を一定程度超える規模を想定する。 <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準津波を一定程度超える規模を想定する。 <p>【風（台風）】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・敷地近傍で観測された最大瞬間風速（72.3m/s）を超える規模を想定する。 <p>【竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・風速100m/sを超える規模を想定する。 <p>【凍結】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・敷地付近で観測された最低気温（-6.2℃）を下回る気温を想定する。 <p>【降水】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・139.6mm/時を超える雨量を想定する。 <p>【積雪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・敷地付近の観測所で観測された積雪量（52cm）を超える積雪量を想定する。 <p>【火山の影響】</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 15cmの降灰を超える規模を想定する。 <p>【生物学的事象】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 海水取水の機能が喪失するような規模の海生生物の襲来を想定する。また、電気系統への小動物等による悪影響も想定する。 <p>【森林火災】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 森林火災による安全上重要な機器への影響を防止するため防火帯を設けるが、この防火帯を超えるような規模の森林火災の発生を想定する。 <p>【落雷】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計想定以上の雷サージが発生する可能性は低いが、設計想定以上の雷サージの規模を想定する。 <p>【隕石】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用原子炉施設の広範なエリアが損壊する規模を想定する。
	<p>12事象について、設計基準を超えるような規模を想定した上で、大規模損壊を発生させる可能性は以下のとおりであることから、地震、津波及び竜巻の3事象を大規模な自然災害として特定していることを確認した。</p> <p>なお、大規模損壊の発生させる可能性を検討するにあたっては、イベントツリーにより、事象の進展を考慮していることを確認した。具体的な整理結果は、「第2.1.1図イベントツリーによる評価」において確認した。</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模地震の想定では、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失及び海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失により、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があり、その状態において、1次冷却材喪失（LOCA）等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。 ・ さらに、原子炉格納容器等の機能の喪失又は安全保護系、原子炉制御系の機能喪失により大規模損壊へ至る可能性がある。 <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模津波の想定では、地震と同様に変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの水没による原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）の水没による非常用所内電源喪失、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの水没による2次冷却系からの除熱機能の喪失及び安全保護系、原子炉制御の機能喪失により、重大事故から大規模損壊へ至る可能性がある。 ・ さらに、重大事故等対処設備である代替注水設備及び代替電源設備が機能しない場合は、原子炉格納容器過温破損により大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。 <p>【竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模な竜巻の想定では、変圧器等の機能喪失により外部電源喪失に至る可能性がある。 ・ 飛来物等により海水ポンプが機能喪失し原子炉補機冷却機能喪失及び補助給水タンクが機能喪失し、2次冷却系からの除熱機能喪失により重大事故または大規模損壊に至る可能性がある。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>・更に重大事故等対処設備である空冷式非常用発電装置が機能喪失した場合には、重大事故から大規模損壊へ至る可能性がある。</p> <hr/> <p>9事象の自然災害については、大規模損壊に至らないとする理由は以下のとおりであることを確認した。 また、大規模損壊を発生させる可能性を検討するにあたっては、イベントツリーにより、事象の進展を考慮していることを確認した。具体的な整理結果は、「第2.1.1図イベントツリーによる評価」において確認した。</p> <p>【積雪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送電線系統の異常等による外部電源喪失が発生する可能性がある。 ・事前の予測が可能であることから体制を強化して除雪の必要な安全措置を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。 <p>【火山の影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送電線系統の異常等による外部電源喪失が発生する可能性がある。 ・ただし、事前の予測が可能であることから体制を強化して除灰等の必要な安全措置を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。 <p>【森林火災】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電系統へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。 ・ただし、原子炉施設への影響がないよう防火帯幅を確保しており、予防放水等の対策を講じる十分な時間余裕があることから、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。 <p>【生物学的影響】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大量の海生生物の来襲により、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失に至る可能性がある。 ・ただし、除塵装置により塵芥を除去する運用としており、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電所を安全に停止できる運用としている。 <p>【落雷】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大規模な落雷によって、外部電源喪失、原子炉補機冷却水喪失に至る可能性がある。また、サージ電流により機器が誤動作する可能性がある。 ・ただし、雷害防止対策を講じている。 <p>【隕石】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・隕石による影響については、大型航空機の衝突と同様としている。
<p>③ 個別プラントの確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定において抽出しなかった事故シーケンス等により大規模損壊に至る可能性も考慮し、手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>③ 手順書の策定に際しては、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスなどを考慮するとしていることを確認した。 PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、大規</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>模損壊に至る可能性は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応に関する対応の考え方が示されている。（参照：PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応について）</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとしてレベル1PRAの知見より、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破断）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋破損、過渡事象+補助給水失敗（炉内構造物の損傷）及び大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注入機能喪失が考えられることを確認した。 ・また、レベル1.5PRAの知見より、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が考えられることを確認した。 ・原子炉格納容器破損等により、閉じ込め機能が喪失した場合は、大量の放射性物質の放出に至る可能性があることを確認した。 <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとして、レベル1PRAの知見より、原子炉補助建屋損傷及び補機冷却水の喪失+補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性があることを確認した。
<p>④ ②で整理して発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性が低い自然災害についても発生を想定し、手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>④ <u>手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が原子炉施設の安全性に影響を考慮する</u>としていることを確認した。</p> <p>②で整理した地震、津波及び竜巻以外の9事象の自然災害について、大規模損壊に至ることはないが、仮に大規模損壊に至ったとしても、3事象に包含される被害であることから、同様の手順で対応ができることを確認した。</p>

（2） 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生を想定することを確認。</p> <p>① 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生などを想定していることを確認。</p>	<p>① 手順書の策定に際しては、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失、大規模な火災等の発生を考慮するとしていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、テロの想定に関する情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

（3） 手順書の整備及びその対応操作

a. 手順書の適用条件と判断フロー

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>重大事故等発生時で整備する設備を手順等に加えて、共通要因で同時に機能喪失することのないよう可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 情報の収集及び判断基準</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>【解釈】 1 手順書の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源システムの喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。</p> <p>① 全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号機の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び大規模損壊対応の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手</p>	<p>① 大規模損壊によって原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のa.及びb.のとおり整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかに、かつ臨機応変に選択及び実行するために、原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順を整備する。</p> <p>施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる発電所災害対策要員及び使用可能な設備により、効果的な対応操作を速やかにかつ、臨機応変に選択及び実行するために、プラント状態確認チェックシート（以下「チェックシート」という。）を用いて、発電用原子炉施設の被害状況を把握することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、チェックシートが初動対応フロー中の各ステップに基づき構成されていることが示されている。また、確認状態を、「はい」、「いいえ」、「不明」、「調査中」等の選択肢に印を付ける構造とするとともに、チェック者が迅速かつ容易に被害状況を記入できるような確認内容であることが示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 （参照：大規模損壊発生時の対応【伊方3号機プラント状態チェックシート】）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>方法を整理するとともに、判断基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	
	<p>b. 原子炉施設の被害状況を把握した結果、これに対する対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。 対応操作の実行判断である大規模損壊発生時の判断基準は以下であることを確認した。 なお、判断を行うのは、原子力防災管理者及び連絡責任者であることを確認した。</p> <p>○ 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、プラントが以下の状態となった場合又はなると疑われる場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の喪失を含む） ・使用済燃料ピットが損壊し、漏えいが発生した場合 ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等）がプラントに発生した場合 <p>○ 原子力防災管理者又は連絡責任者が、大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合</p> <p>○ 当直長が、緊急時対応内規を活用した支援が必要と判断した場合</p>
	<p>以下に示す項目を目的とした各対応操作の実行判断を行うための初動対応フロー等を大規模損壊時に対応する手順として定め整備することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源確保 ・炉心損傷緩和 ・原子炉格納容器破損緩和 ・放射性物質放出低減 ・使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和 ・水源確保 ・大規模火災への対応 ・その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料補給） <p>補足説明資料において、初動対応フローは、以下のステップで構成されていることが示されている。</p> <p>ステップ1：初期状態の確認</p> <p>ステップ2：対応可能要員及び通信設備の確認</p> <p>ステップ3：建屋等へのアクセスの確認</p> <p>ステップ4：建屋及び設備の損傷状態等の確認</p> <p>ステップ5：炉心状態の確認</p> <p>ステップ6：原子炉格納容器及び1次冷却材系統の状態確認</p> <p>また、発電所施設の被災状況及びプラント状態を把握し、把握した状況等から必要な個別戦略へ展開がされるフローになっていることが示されている。さらに、個別戦略を実施できない場合の判断の考え方が示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：大規模損壊発生時の対応【大規模損壊発生時の初動対応フロー】）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>2. 判断に迷う操作等の判断基準の明確化</p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）</p> <p>① 海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認する。その際、具体的な手順の内容について示されていることを確認する。</p>	<p>故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、大型放水砲等を用いた泡消火についての手順を整備する。</p> <p>また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。</p> <p>大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えない場合も想定し、原子炉施設の状況把握が困難な場合及び状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるようa.及びb.の対応を考慮して手順を整備する。</p> <p>a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う</p> <p>b. 中央制御室又は緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う</p> <p>手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実効性を確認し整備することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電源確保 ・ 炉心損傷緩和 ・ 原子炉格納容器破損緩和 ・ 放射性物質放出低減 ・ 使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和 ・ 水源確保 ・ 大規模火災への対応 ・ その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料補給） <p>大規模損壊の判断後、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各個別戦略の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定することを確認した。</p> <p>（個別戦略）</p> <p>適切な個別戦略を速やかに選択できるように、当該フローに個別戦略への移行基準を明確化することを確認した。個別戦略実行のために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応するチェックシートに基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断することを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合の優先順位は、「第2.1.3図 大規模損壊発生時の対応全体フロー」において示されていることを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合の優先順位は、運転員、緊急時対応要員又は発電所災害対策本部要員により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、緩和操作を選択するための判断フローに基づいて機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に環境への放射性物質の放出低減を目的に優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、個別戦略が以下の9つであることが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アクセスルート確保及び火災消火戦略フロー ・ 炉心損傷緩和戦略フロー（SGによる原子炉冷却） ・ 電源確保戦略フロー ・ 炉心損傷緩和戦略フロー（炉心注水） ・ 原子炉格納容器破損緩和戦略フロー（溶融炉心冠水）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素爆発抑制戦略フロー ・ 原子炉格納容器破損緩和戦略フロー（過圧破損） ・ 放射性物質放出低減戦略フロー ・ 使用済燃料ピット水位確保及び燃料損傷緩和戦略フロー <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 （参照：大規模損壊発生時の対応【大規模損壊発生時の初動対応フロー】）</p>
<p>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>【解釈】 c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> </div> <p>① 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。 ② 当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であることを確認する。 ③ 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p>
<p>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> </div> <p>① 事故の進展状況に応じて具体的な大規模損壊対応を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。 ② 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する手順と同様に手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する手順と同様に手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する方針であることを確認する。</p>	<p>① 監視パラメータの計測が不能になった場合には、可搬型計測器によるパラメータ監視を実施する なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応（例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作）等ができる手順を整備する方針であること。</p> <p>(i) 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>① 重大事故を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。</p> <p>② 前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>大規模損壊は事前に予兆を確認することができないため該当なし。</p>

b. 5つの活動を行うために必要な手順書

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 重大事故等防止技術的能力基準2. 1項の一から五までの活動に関する緩和等の措置を講じるための手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>① 重大事故等防止技術的能力基準2. 1項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に 加えて、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する」としていることを確認した。</p> <p>一から五までの5つの活動を行うための手順書は以下の手順等で構成されている確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等 ・ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 ・ 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 ・ 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 ・ 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等 <p>また、5つの手順等の内容は以下のとおりであることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大規模な火災が発生した場合、大型放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて可搬型泡放水砲等による泡消火を準備する。 ・ 早期に準備可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。 <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う。 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備による炉心注水により原子炉を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。 ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 ・ 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却に中型ポンプ車を使用するための準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に格納容器内圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。 ・ 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。 ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 ・ 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却又は、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉を冷却する。 ・ さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。 <p>【使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、建屋内部からのスプレー等を実施する。 ・ また、補給操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の水の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、大型放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。 <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレーが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレーを優先して実施し、常設設備によるスプレーができない場合は可搬型設備によるスプレーを実施する。 ・ 格納容器スプレーが使用不能な場合又は大型放水砲による放水が必要と判断した場合は、大型放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。 ・ 使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの内部からのスプレーによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は、大型放水砲による燃料取扱棟への放水により放射性物質の放出低減を実施する。
<p>② ①で整備する方針の手順書について、技術的能力基準の1.2~1.14で整備する手順等を活用しているものが明確であることを確認。</p>	<p>②</p> <p><u>重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1. 2項から1. 14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を追加して整備する</u>ことを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】</p> <p>「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」を含む手順書であることを確認した。</p> <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <p>以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等 <p>【使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等 <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等 <p>技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順を活用するものについて、具体的な内容は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>【1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の場合の可搬型設備等による原子炉冷却操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 直流電源喪失により2次冷却系による除熱機能が喪失した場合、可搬型蓄電池によるタービン動補助給水ポンプの機能回復と人力による主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次側での冷却機能確保のため、空冷式非常用発電装置により受電した蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水と主蒸気逃がし弁の機能回復操作を行う。 <p>また、「第2.1.5表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させる場合の可搬型設備等による減圧操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する。 ・ 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池により直流電源を給電し、原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する。 <p>また、「第2.1.6表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、以下に大規模損壊時に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の場合の可搬型設備等による原子炉冷却操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失により炉心への注水機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電した代替格納容器スプレイポンプ（代替再循環配管経由）により、炉心への注水操作を行う。 ・ 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車又は消防自動車による炉心への注水操作を行う。 <p>また、「第2.1.7表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための可搬型設備等による操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却操作を行う。 ・ 原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の機能回復操作と空冷式非常用発電装置により受電した蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水操作により2次冷却系からの除熱を行う。 ・ 原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の機能回復操作と中型ポンプ車及び加圧ポンプ車又は消防自動車による蒸気発生器への注水操作により2次冷却系からの除熱を行う。 <p>また、「第2.1.8表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の緩和、並びに放射性物質の濃度を低減させるため、重大事故等対策</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>で整備した手順を基本とし、規模損壊時に原子炉格納容器内の冷却を行う場合の可搬型設備等による原子炉格納容器への注水操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により格納容器スプレイ設備による冷却機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電した代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作を行う。 ・ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により格納容器スプレイ設備による冷却機能が喪失した場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車又は消防自動車による代替格納容器スプレイ操作を行う。 ・ 原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却操作により原子炉格納容器内の冷却を行う。 <p>また、「第2.1.9表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を緩和する場合の可搬型設備等による減圧操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の圧力を減圧するための機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電した代替格納容器スプレイポンプによる代替格納器スプレイ操作を行う。 ・ 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の圧力を減圧するための機能が喪失した場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車又は消防自動車による代替格納容器スプレイ操作を行う。 ・ 原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却設備による冷却機能が喪失した場合、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却操作を行う。 <p>また、「第2.1.10表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても溶融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却を行う場合の可搬型設備等による原子炉格納容器内への注水操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器内への注水機能が喪失した場合、空冷式非常用発電装置により受電した代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作を行う。 ・ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器内への注水機能が喪失した場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車又は消防自動車による代替格納容器スプレイ操作を行う。 <p>また、「第2.1.11表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出された場合の水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損の緩和を行う場合の可搬型設備等による対応操作は以下のとおりであることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷が発生し、大量の水素の発生が懸念される場合、空冷式非常用発電装置又は 300kVA 電源車により受電したイグナイタを起動する。 ・ 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器水素濃度計測装置又はガス分析器による原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。 ・ また、大規模損壊時におけるイグナイタの起動に関しては、事故発生から1時間以上経過した場合は水素爆轟による原子炉格納容器破損の脅威が予想されるため実効性があり、かつ水素燃焼による原子炉格納容器の健全性に悪影響を与えないと判断できる場合に起動する手順とする。 <p>また、「第 2. 1. 12 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】 大規模損壊発生時においても原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした水素による原子炉建屋の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和する場合の可搬型設備等による対応操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、代替電源設備による給電によりアニュラス排気ファンを運転することで水素を排出する。 ・ 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、代替電源設備による給電によりアニュラス水素濃度（AM）計測装置により水素濃度を測定する。 <p>また、「第 2. 1. 13 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】 大規模損壊発生時においても使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し及び臨界を防止するため、また、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊発生時に使用済燃料ピットの冷却機能喪失若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料ピット水の漏えいが発生した場合の可搬型設備等による対応操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、中型ポンプ車又は消防自動車により使用済燃料ピットへの注水を行う。 ・ 使用済燃料ピット水の大量の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの補給による水位維持が不明又は不能の場合、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車による小型放水砲を用いた使用済燃料ピットへのスプレイ操作を行う。 ・ 使用済燃料ピットが通常の監視設備で監視できない場合、使用済燃料ピット温度計（AM）、使用済燃料ピット監視カメラ、使用済燃料ピット広域水位計（AM）、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタにより監視を行う。 <p>また、「第 2. 1. 14 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1. 12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】 大規模損壊発生時においても発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊発生時に放射性物質の拡散抑制を行う場合の可搬型設備等による対応操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の損傷を外観等から確認した場合、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車による大型放水砲を用いて原子炉格納容器へ放水する。 ・ また、大型放水砲を準備するまでの間、代替格納容器スプレイポンプ又は中型ポンプ車及び加圧ポンプ車若しくは消防自動車による代替格

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>納容器スプレイを行うことで放射性物質の拡散抑制を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> 大型放水砲による放水を開始するまでに海洋への拡散抑制を行うため敷地内貯留及び放射性物質吸着剤を設置し、その後シルトフェンスを設置する。 <p>また、「第2.1.15表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊発生時に事故等の収束に必要な可搬型設備等による対応操作は以下であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 補助給水タンクへ淡水又は海水を供給する場合、中型ポンプ車又は消防自動車により補給する。 燃料取替用水タンクへ淡水又は海水を供給する場合、燃料取替用水タンクと補助給水タンクを接続し、淡水又は海水を中型ポンプ車又は消防自動車により補給する。 燃料検査ピットを水源として中型ポンプ車及び加圧ポンプ車により代替炉心注水を行う。 海を水源として直接海水を大型ポンプ車、中型ポンプ車により取水する。 <p>また、「第2.1.16表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.14 電源の確保に関する手順等】</p> <p>大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するための代替電源を給電するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、大規模損壊発生時に各緩和対策を行うために必要となる設備に電源を給電するための可搬型設備等による対応操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 2系統の非常用母線が同時に機能喪失した場合、空冷式非常用発電装置により代替所内電気設備に給電する。 300kVA 電源車により非常用低圧母線に給電する。 蓄電池の枯渇等により直流電源が喪失した場合、可搬型直流電源装置により直流母線に給電する。 電源機能が喪失したことで監視パラメータの計測が不能になった場合には、可搬型計測器によるパラメータ監視を実施する。 <p>また、「第2.1.17表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順」により、対応に用いる対応設備が示されていることを確認した。</p>
<p>③ ①について、技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順等に加えて、「2.1可搬型設備等による対応手順等」として多様性を持たせた手順書を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>③</p> <p>重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1.2項から1.14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を追加することから、多様性を持たせた手順等を整備することを確認した。</p> <p>以下の手順等については、技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順に加えて、「2.1可搬型設備等による対応手順等」を整備することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等 使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>具体的な内容は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器による除熱が期待できない場合に、フロントライン系とサポート系の同時機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水を充てんポンプ（B、自己冷却式）により炉心へ注水する操作と加圧器逃がし弁を機能回復（窒素ポンベ、可搬型蓄電池）させ原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却システムのフィードアンドブリードにより炉心へ注水する手順 ・通常の電源系統が使用できずタービン動補助給水ポンプも機能喪失した場合に、空冷式非常用発電装置からの電源供給にて代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心又は原子炉格納容器への注水と蒸気発生器代替注水ポンプを用いた蒸気発生器への注水を同時に実施する手順 <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器による除熱が期待できない場合に、フロントライン系とサポート系の同時機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水を充てんポンプ（B、自己冷却式）により炉心へ注水する操作と加圧器逃がし弁を機能回復（窒素ポンベ、可搬型蓄電池）させ原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却システムのフィードアンドブリードにより炉心へ注水する手順 ・通常の電源系統が使用できずタービン動補助給水ポンプも機能喪失した場合に、空冷式非常用発電装置からの電源供給にて代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心又は原子炉格納容器への注水と蒸気発生器代替注水ポンプを用いた蒸気発生器への注水を同時に実施する手順 ・通常の電源系統が使用できない場合に代替電気設備受電盤から炉心損傷後の水素爆発抑制のために必要となるイグナイタ、アニュラス排気ファン、格納容器空気モニタリング第1隔離弁等へ直接電源ケーブルを敷設することで給電する手順 ・電源が給電できない等によるアニュラス排気ファンの起動不能を想定し、空気源喪失により閉止しているファン出入口弁を窒素ポンベにより弁駆動部を加圧することで強制的に開し、アニュラス部に漏えいした水素をフィルタユニットにより放射性物質を除去しながら排気筒より放出する手順 <p>【使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、放射線量率が上昇することで使用済燃料ピット近傍に近づけない場合を想定し、中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲により使用済燃料ピットの外から放水する手順 ・使用済燃料ピットへの補給が必要な場合に中型ポンプ車等の使用不能を想定し、大型ポンプ車を使用した使用済燃料ピットへの補給手順 <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常の電源系統が使用できない場合に代替電気設備受電盤から炉心損傷後の水素爆発抑制のために必要となるイグナイタ、アニュラス排気ファン、格納容器空気モニタリング第1隔離弁等へ直接電源ケーブルを敷設することで給電する手順 ・電源が給電できない等によるアニュラス排気ファンの起動不能を想定し、空気源喪失により閉止しているファン出入口弁を窒素ポンベにより弁駆動部を加圧することで強制的に開し、アニュラス部に漏えいした水素をフィルタユニットにより放射性物質を除去しながら排気筒より放出する手順 <p>【上記に共通する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・各緩和対策で必要となる海水の確保が困難な場合を想定し、基準津波を一定程度超える津波により、ドライエリアに海水が滞留している場合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>に中型ポンプ車により取水する手順</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震による野外モニタの使用不能に加え、アクセスが困難で事象進展が早く、対応要員が限られている場合を想定し、代替できる放射線監視手段を確保することで環境の放射線の状況を把握する手順 <p>補足説明資料において、「2. 1 可搬型設備等による対応手順等」について、大規模損壊に特化した手順として必要となる理由、具体的な操作内容及び操作の成立性（操作に必要な人員、作業時間等）が示されている。（参照：大規模損壊に特化した設備と手順の整備について）</p>
<p>④ ①で整備する方針の手順書について、対応手段の優先順位の考え方が示されていることを確認する。</p>	<p>④</p> <p>大規模損壊によって原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のとおり整備する」としていることを確認した。</p> <p>環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認することが示されている。</p> <p>また、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定しホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋等の損壊によるガレキの撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行うことを確認した。</p> <p>さらに、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施することを確認した。</p> <p>各手順等の優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】</p> <p>大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、大型放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて可搬型泡放水砲等による泡消火を準備することを確認した。また、早期に準備可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施することを確認した。</p> <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <p>炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う。 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備による炉心注水により原子炉を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。 ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 ・ 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却に中型ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に格納容器内圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】</p> <p>原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を緩和する。 ・ 炉心が溶融し溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。 ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。 ・ 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却又は多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注水手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉を冷却する。 ・ さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から格納容器周囲のアニユラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニユラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。 ・ また、イグナイタの起動に関しては発電所災害対策本部で実効性と悪影響を考慮し判断する。 <p>【使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <p>使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、建屋内部からのスプレイ等を実施する。 ・ また、補給操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の水の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、大型放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。 <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】</p> <p>放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備によるスプレイを実施する。 ・ 格納容器スプレイが使用不能な場合又は大型放水砲による放水が必要と判断した場合は、大型放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの内部からのスプレーによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は、大型放水砲による燃料取扱棟への放水により放射性物質の放出低減を実施する。

c. 米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）を踏まえた大規模損壊に対する考慮事項及びそれに対する対応が参考として示されていることを確認する。</p>	<p>整備する手順について、米国における NEI ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）の考え方も参考としていることを確認した。また、本ガイドの要求内容に照らして伊方発電所3号炉の対応状況を確認することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、本ガイドの前提条件と伊方発電所3号炉における大規模損壊に関する考慮事項の概要が示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

2. 1. 2 体制の整備

(1) 教育及び訓練の実施

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>重大事故等発生時の教育及び訓練（技術的能力1. 0）に加えて、必要となる大規模損壊時の教育及び訓練について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で教育及び訓練が網羅的に整備され、計画的に実施する方針としていることを確認する。</p> <p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>(1) 大規模損壊対応における手順について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>① 重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p> <p>② 大規模損壊対応に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>③ 通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定し、個別訓練を実施する方針であることを確認。</p> <p>④ 教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p>	<p>① 重大事故等対策の教育及び訓練の実施方針と同様の方針であることを確認した。</p> <p>②③ 大規模損壊への対応のための発電所災害対策要員（協力会社含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊発生時を想定し、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した原子力防災管理者及び連絡責任者への個別の教育及び訓練を実施するとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、個別の教育及び訓練を計画的に実施することについて、発電所災害対策要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施することが示されている。</p> <p>なお、実施頻度が年1回以上でないものは、頻度設定の考え方が示されている。</p> <p>④ 発電所災害対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する発電所災害対策要員以外の発電所災害対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図るとしていることを確認した。</p> <p>教育及び訓練は、各人の役割に応じた任務を遂行するに当たって必要となる力量を習得及び維持するために実施することを確認した。また、発電所災害対策要員に対して役割に応じた力量に加え、必要に応じ流動性をもって対応できる力量を付与することを確認した。</p> <p>教育及び訓練の力量管理について、「第 2. 1. 19 表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について」に、対象者（協力会社を含む）及び対象者に対して要求する力量が示されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、手順毎の対象者（協力会社社員含み）及び要求する力量が示されている。</p> <p>また、発電所災害対策要員以外の人員は原則、発電所外に退避するが、発電所内に勤務する人員を最大限に活用しなければならない事態を想定して、期待できる発電所災害対策要員以外の人員に対して個別の教育を実施するとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、個別の教育が入所時教育であることが示されている。</p>
<p>(2) (1) により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p> <p>① 力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策の教育及び訓練の実施方針と同様の方針で力量管理を行う方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対策で実施する教育及び訓練と同様に、力量の評価及び管理については、必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより力量が維持されているとしていることが示されている。</p>
<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うと</p>	<p>① 重大事故等対策の知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施と同様の方針であることを確認した。</p> <p>②</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>ともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <p>① 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。</p> <p>② 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。</p>	<p>重大事故等対策の知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>(2) 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>① 個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p>	<p>① 大規模損壊発生時に想定されるプラントの状況、発電所災害対策要員の損耗等を考慮し、現場連携も含めた総合的に対応する定期的な訓練を継続的に実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、連携訓練の実施頻度（年/1回）が示されている。また、対象者に要求する力量及び力量評価方法が示されている。</p>
<p>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</p> <p>【解釈】 c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>① 発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p>	<p>① 重大事故等対策で実施する保守点検活動を通じた訓練の実施と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</p> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすることを確認。</p>	<p>① 重大事故等対策で実施する高線量下等を想定した訓練の実施と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>5. マニュアル等を即時利用可能とするための準備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関</p>	<p>① 重大事故等対策で実施するマニュアル等を即時利用可能とするための準備と同様の方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、通常時から保守点検活動等を通じて準備する方針とすることを確認。</p> <p>② 通信設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針とすることを確認</p>	<p>② 重大事故等対策で実施するマニュアル等を即時利用可能とするための準備と同様の方針であることを確認した。</p>

（2） 体制の整備

a. 体制

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>重大事故等発生時の体制（技術的能力1. 0）を基本としつつ、中央制御室や要員の損耗等によって体制が部分的に機能しない場合においても、流動性をもって柔軟に対応できる体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 3 体制の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。 ② 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。 ③ 通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して大規模損壊対応を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。 ④ 中央制御室が機能しない場合を想定して対応できる体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する役割分担及び責任者の明確化と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する役割分担及び責任者の明確化と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③ <u>地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮する</u>ことを確認した。 通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない可能性を考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることを確認した。 休日・夜間における、初動の指揮を執る連絡責任者の代行者として当直長が指揮を執ることを確認した。また、大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合は、連絡責任者が大規模な火災に対応するため放水砲等を用いた消火活動が必要と判断した場合、緊急時対応要員から必要な人員を消火活動に割り当て、火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させることを確認した。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>④ <u>大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する</u>ことを確認した。 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（3号炉運転員を含む）が機能しない場合もあらかじめ想定し、発電所災害対策本部要員内で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とすることを確認した。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>2. 実施組織の構成</p> <p>【解釈】 b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>① 実施組織として、運転員等により構成される大規模損壊対応を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。 ② 実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※ 各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する実施組織の構成と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する実施組織の構成と同様の方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>「6. 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p>	
<p>3. 複数号炉の同時被災への対応</p> <p>【解釈】 c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>① 1～3号炉で同時に大規模損壊対応が発生した場合においても、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して対応できる方針であることを確認する。 ② 1～3号炉で同時に大規模損壊対応が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する複数号炉の同時被災への対応と同様の方針であることを確認した。 補足説明資料において、複数号炉の同時発災時にも対応できる体制を整備していることが示されている。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する複数号炉の同時被災への対応と同様の方針であることを確認した。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>4. 支援組織の構成</p> <p>【解釈】 d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>① 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。 ② 技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。 ③ 運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※ 各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「(6) 各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する支援組織の構成と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する支援組織の構成と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する支援組織の構成と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>5. 対策本部の設置及び要員の招集</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する対策本部の設置及び要員の招集と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 休日、夜間においても発電所内に緊急時対応要員22名及び消防要員8名を確保することを確認した。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③ 休日、夜間における常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する責任者を配置する方針であることを確認する。</p> <p>② 夜間及び休日を含めて大規模損壊対応に必要な要員を確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 必要な要員は、同時に被災しないよう分散して配置する方針であることを確認する。</p> <p>④ 必要な要員が、建物の崩壊により被災する場合、発電所構内に勤務している要員を活用する等の対応をとる方針であることを確認する。</p> <p>⑤ 夜間及び休日を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p> <p>⑥ 必要な要員の召集に時間を要する場合も想定し、大規模損壊対応を行える体制であることを確認する。</p> <p>⑦ 新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑧ 大規模損壊対応の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p>	<p>できるよう、分散して待機する]ことを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>④ [建物の損壊等により発電所災害対策要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の発電所災害対策要員に、発電所災害対策本部での役務を割り当てる等の柔軟な対応をとる]ことを確認した。</p> <p>⑤ 重大事故等対策で整備する対策本部の設置及び要員の招集と同様の方針であることを確認した。</p> <p>⑥ [大規模損壊発生時において、社員寮、社宅等からの召集に時間を要する場合も想定し、発電所構内の運転員及び緊急時対応要員並びに消防要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える]ことを確認した。</p> <p>当面の間は事故対応を行えるとは、発電所構内の運転員及び緊急時対応要員並びに消防要員により優先する対応手順を必要とする人数未滿で対応することであることを確認した。</p> <p>なお、大規模損壊発生時において、発電所災害対策本部要員として参集が期待される社員寮及び社宅から発電所へのアクセスルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し、発電所へ参集することを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>⑦ 大規模損壊では、新型インフルエンザ等は考慮しないため、該当なし。</p> <p>⑧ 重大事故等対策で整備する対策本部の設置及び要員の招集と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】</p> <p>f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応実施組織及び支援組織について、上記b)及びd)項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する各班の役割分担及び責任者の明確化と同様の方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</p> <p>【解釈】 g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>① 指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。 ② 指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する指揮命令系統及び代行者の明確化と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮することを確認した。 例えば、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない可能性を考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることを確認した。 休日・夜間においては、初動の指揮を執る連絡責任者の代行者として当直長が指揮を執ることを確認した。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>8. 発電所内外への情報提供</p> <p>【解釈】 i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>① 原子炉施設の状態及び大規模損壊対応の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星携帯電話及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であることを確認。 ② 発電所の実施組織がプレス対応に追われることなく、事故対応に専念できる体制となっていることを確認。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する発電所内外への情報提供と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する発電所内外への情報提供と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>9. プルーム放出時における対応について</p> <p>① プルーム放出時について、最低限必要な要員を確保し、プルーム通過後に活動を再開する体制を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>① プルーム放出時には、最低限必要な発電所災害対策要員は緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の発電所災害対策要員は、発電所外へ一時避難し、その後、交代要員として発電所へ再度非常召集することを確認した。 なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

b. 対応拠点

審査の視点	確認結果（伊方）
<p>10. 実効的に活動するための設備等の整備</p> <p>【解釈】 h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>① 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 拠点が機能喪失する場合を想定し、代替可能なスペースも状況に応じて活用する方針であることを確認する。</p> <p>③ 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④ 夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する実効的に活動するための設備等の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 大規模損壊が発生した場合において、運転員及び発電所災害対策本部要員等が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外にも代替可能なスペースも状況に応じて活用することを確認した。代替可能なスペースとして、発電所災害対策要員に対し必要な指揮命令ができる通信連絡設備を配備している総合事務所内緊急時対策所を状況に応じて活用することを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する体制と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④ 重大事故等対策で整備する体制と同様の方針であることを確認した。</p>

c. 外部支援

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>11. 外部からの支援体制の整備</p> <p>【解釈】 j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> <p>① 発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置するとしていることを確認する。その際、発電所外部に設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する</p> <p>② 発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p> <p>③ 支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④ 他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置するとしていることを確認する。</p>	<p>① 大規模損壊発生時における発電所外部からの支援体制として、災害対策本部（松山、高松）が速やかに確立できるよう体制を整備することを確認した。上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④ 他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援を受けられるよう体制を整備することを確認した。上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部支援体制と同様の方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>12. 外部支援の体制</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。</p> <p>また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。</p> <p>さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>① 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認する。</p> <p>② プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であることを確認する。</p> <p>③ 発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制を構築することを確認した。</p> <p>上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p>

2. 1. 3 設備・資機材の整備

(1) 可搬型重大事故等対処設備の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 可搬型重大事故等対処設備の配備の方針</p> <p>可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失しないことがない場所に保管することを確認。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p> </div> <p>① 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを確認。</p> <p>② 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを確認。</p> <p>③ 「可搬型重大事故等対処設備の保管場所」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する要因として、保管時の環境条件（保管場所を踏まえた自然現象などによる影響）並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>(1)</p> <p>大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、a. 及び b. の事項を考慮して整備することを確認した。</p> <p>①②③</p> <p>a. 可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管することを確認した。</p> <p>具体的な外部事象は以下のとおり。</p> <p>（地震）</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない場所に保管することを確認した。また、上記以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない場所に保管することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない場所がEL+10mとEL+32mであり、耐震安全性評価により影響を受けないことを確認しているか、保管場所に影響を与えないよう対策を行っていることが示されている。また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、EL+10mとEL+32mに各1セット保管することが示されている。さらに、上記以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、EL+10m又はEL+32mに保管することが示されている。</p> <p>（津波）</p> <p>1セットの可搬型重大事故等対処設備は、基準津波を一定程度超える津波による影響を考慮して、敷地高さEL.+10mより可能な限り標高の高い場所に保管することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、1セットの可搬型重大事故等対処設備は、以下であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備 ・上記の注水設備及び電源設備以外の必要となる容量等を賄うことができる設備 <p>（竜巻）</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、想定を超える竜巻により同時に機能喪失させないよう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等から100mの離隔距離を確保した上で、保管することを確認した。また、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の常設重大事故等対処設</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>④ 複数の可搬型重大事故等対処設備が大規模な自然災害（竜巻）及び大型航空機の衝突その他テロリズムの共通要因によって同時に機能喪失しないよう、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に確保することを確認。</p>	<p>備から、少なくとも1セットは100mの離隔距離を確保する。</p> <p>さらに、上記以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、想定を超える竜巻により同時に機能喪失させないよう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等から100mの離隔距離を確保した上で、保管することを確認した。</p> <p>（大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響）</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより同時に機能喪失させないよう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等から100mの離隔距離を確保した上で、保管することを確認した。</p> <p>また、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の常設重大事故等対処設備から、少なくとも1セットは100mの離隔距離を確保する。</p> <p>さらに、上記以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより同時に機能喪失させないよう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等から100mの離隔距離を確保した上で、保管することを確認した。</p> <p>④</p> <p>b. 同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して、複数箇所に分散して配置することを確認した。</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、想定を超える竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより同時に機能喪失させないよう、距離を十分に離して複数箇所に分散して保管することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、竜巻被害幅の範囲と可搬型重大事故等対処設備の位置関係が示されている。（参照：竜巻に対する可搬型重大事故等対処設備の離隔について）</p>
<p>2. アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>（基本的な考え方）</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であること</p>	<p>（※）申請者は、アクセスルートの確保について、「屋内アクセスルートの確保」と「屋外アクセスルートの確保」とに分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>①</p> <p>原子炉建屋外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備は、常設設備へのアクセスルートを確保した複数の接続口を設けることを確認した。</p> <p>原子炉建屋内に設置している消火器等による消火活動を実施し、接続箇所までのアクセスルートを確保することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、常設設備への接続箇所を2か所設置しており、これらの接続位置は分散しているが示されている。また、接続箇所までのアクセスルートが確保されていることが示されている。</p> <p>さらに、特に伊方発電所の特徴として構内に高低差があるため、一部配管の常設化を図っていることが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>を確認する。</p> <p>※ 確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなされていることに留意する。</p> <p>② アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機による衝突を考慮するとしていることを確認する。</p> <p>③ アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p> <p>④ 大規模損壊が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤ ④の資機材は、大規模損壊による影響を受けにくい場所に保管することを確認する。</p>	<p>② 補足説明資料において、複数のアクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害（地震、津波、竜巻）、大型航空機による衝突を考慮していることが示されている。</p> <p>具体的には以下のとおり。</p> <p>（地震）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設設備への接続箇所を2か所設置しており、これらの接続位置は分散していることが示されている。 ・接続箇所までのアクセスルートが確保されていることが示されている。 <p>（津波）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設設備への接続箇所を2か所設置しており、これらの接続位置は分散していることが示されている。 ・接続箇所までのアクセスルートが確保されていることが示されている。 <p>（竜巻）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・竜巻による被害は短時間であることから、強風状態でのアクセス性確保は不要としていることが示されている。 <p>（大型航空機による衝突）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設設備への接続箇所を2か所設置しており、これらの接続位置は分散していることが示されている。 ・接続箇所までのアクセスルートを確保されていることが示されている。 <p>なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策のアクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④ 重大事故等対策のアクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>⑤ 大規模な自然災害（地震、津波及び竜巻）、大規模火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、速やかに消火及びガレキ撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管することを確認した。</p> <p>特に、ホイールローダ等のアクセスルート復旧用の重機については、高所（EL. +32m）と低所（EL. +10m）に分散して保管することを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 屋外アクセスルートの確保</p> <p>① 屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握していることを確認する。</p> <p>② 屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保しているか確認する。</p> <p>③ 屋外アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突による影響を想定し、複数のアクセスルートを確保しているか確認する。</p> <p>④ アクセスルート上における被害想定（斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、段差、溢水、火災等）を明確にし、車両の通行を考慮した補強、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策の屋外アクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③ 具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>④ 具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>(2) 屋内アクセスルートの確保</p> <p>① 重大事故発生時における屋内アクセスルートの確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備の運搬し、又は他の設備の被害状況を把握していることを確認する。</p> <p>② 地震による転倒、地震による内部溢水（溢水の汚染を含む）、地震による内部火災等、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートの確保にあたり、大規模損壊対応の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定（火災、放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等）を明確にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策の屋内アクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③ 火災の被害想定に関する具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

（2） 資機材の配備

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 資機材の配備</p> <p>資機材について、重大事故等発生時に整備する資機材を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生を想定して必要となる追加的な資機材を配備することを確認する。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> </div> <p>① 優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>② 有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p> <p>③ 予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器。）を確保する方針であることを確認する。予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器、高線量の環境下を想定した防護服等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p> <p>④ 高線量の環境下において対応を行うために必要な資機材を配備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤ 大規模な火災発生時に消火活動を実施するために必要な資機材を配備する方針であることを確認する。</p> <p>⑥ 通常の通信手段が使用不可能な場合を想定し、指揮者と現場間、発電所外との連絡に必要な通信連絡設備を複数配備する方針であることを確認する。</p> <p>⑦ 消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置を配備する方針であることを確認する。</p>	<p>① 大規模損壊では、重要安全施設等の取替えは行わないため該当なし。</p> <p>② 重大事故等対策の資機材の配備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策の資機材の配備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④ 高線量の環境下において、事故対応を行うために高線量対応防護服等（事故対応するために着用するマスク、高線量対応の線量計含む）の必要な資機材を配備することを確認した。補足説明資料において、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保していることが示されている。</p> <p>補足説明資料において、着用するマスク、高線量対応の線量計の保管場所及び保管数量が示されている。また、保管場所及び保管数量は、大規模損壊発生時における対応を考慮しても、対応要員数等から技術的能力1.0で整備する保管場所及び保管数量で対応可能であることが示されている。</p> <p>⑤ 地震及び津波の大規模な自然災害による変圧器火災、又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材、可搬型泡放水砲等を配備することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、消火薬剤等の資機材には、空気吸引器及び空気吸引器用ポンベが含まれているが示されている。</p> <p>着用する防護具、消火薬剤、空気吸引器及び空気吸引器用ポンベの保管場所及び保管数量が示されている。また、保管場所及び保管数量は、大規模損壊発生時における対応を考慮しても対応要員数等から技術的能力1.0で整備する保管場所及び保管数量で対応可能であることが示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>⑥ 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数配備することを確認した。</p> <p>多様な通信手段とは、緊急時用携帯型通話装置（有線）、無線通信装置（可搬型）、衛星電話（可搬型、固定型）、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時用携帯型通話装置の仕様及び写真が示されている。</p> <p>⑦ 消火活動専用の通信連絡設備を配備することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>消火活動専用の通信連絡設備として無線通信装置（可搬型）を配備することを確認した。 補足説明資料において、無線通信装置（可搬型）の仕様及び写真が示されている。</p>
<p>2. 予備品等の保管場所</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>① 予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であることを確認。</p> <p>② 予備品等を、大型航空機の衝突による影響を受けないよう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔した場所に位置的分散を考慮して保管する方針であることを確認。</p>	<p>① 重大事故等対策の予備品等の保管場所と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 大規模損壊発生時の対応に必要な資機材は、大規模損壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔をとった場所に配備することを確認した。 補足説明資料において、以下のとおり分散して保管することが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・着用するマスク、高線量対応の線量計の保管場所は、緊急時対策所、待機所又は宿直室。 ・着用する防護具、泡消火薬剤、空気吸引器及び空気吸引器用ポンベの保管場所は、保守事務室又は屋外 10m（資機材コンテナ）。 ・防護具、放射線管理用資機材及び食材等は、緊急時対策所又は総合事務所。
<p>3. 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>① 設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、アクセスルート（屋外、屋内）について、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認。</p>	<p>① 重大事故等対策の予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保と同様の方針であることを確認した。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等対処設備（第43条））

設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

重大事故等対処設備（第43条）

1.1 多様性及び独立性、位置的分散	43-2
a. 設計基準事故対処設備との多様性（第43条第2項第3号）	43-2
b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	43-3
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	43-5
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	43-6
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	43-7
1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	43-9
2. 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	43-10
3. 環境条件等	43-12
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	43-12
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	43-13
4. 操作性及び試験・検査性について	43-15
(1) 操作性の確保	43-15
a. 操作性（第43条第1項第2号）	43-15
b. 切替えの容易性（第43条第1項第4号）	43-15
c. 確実な接続（第43条第3項第2号）	43-16
d. アクセスルートの確保（第43条第3項第6号）	43-17
(2) 試験及び検査（第43条第1項第3号）	43-19

補足説明資料（共-2 類型化区分及び適合内容）へ想定する考慮事項に対する詳細な設計方針が示されている。

1.1 多様性及び独立性、位置的分散

設置許可基準規則第43条第2項3号は、重大事故等対処設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故等対処設備」）は、設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能喪失しないことを要求している。加えて、設置許可基準規則第43条第3項7号は、重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」）は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備の安全機能と同時に機能喪失しないことを要求している（a. 設計基準事故対処設備等との多様性）（b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等防止設備との多様性）。

設置許可基準規則第43条第2項2号は、常設重大事故等対処設備に対して、二以上の発電用原子炉施設において原則、共用するものでないことを要求している（c. 共用の禁止）。

設置許可基準規則第43条第3項3号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、常設設備と接続するものについては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けることを要求している（d. 複数の接続口）。

設置許可基準規則第43条第3項5号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを要求している（e. 保管場所）。

a. 設計基準事故対処設備との多様性（第43条第2項第3号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>常設 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p> <p>① 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること、第2項第3号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものであることを確認。</p> <p>② 「設計基準事故対処設備等との多様性」を確認するため、設計上想定する共通要因として、設備の使用環境条件（設置場所や外部の自然条件等）及び動作原理を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>a. 設計基準事故対処設備との多様性（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第3号））</p> <p>① 常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。ここでいう、共通要因としては、環境条件、自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系を考慮することを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>自然現象については、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮する。自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>外部人為事象については、飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。建屋及び地中の配管ダクトについては、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を考慮する。</p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他のチャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。</p>

	<p>重大事故等時の環境条件における健全性については「1.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して常設重大事故防止設備は、「1.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤に設置するとともに、地震、津波及び火災に対しては、「1.1.2 耐震設計の基本方針」、「1.1.3 津波による損傷の防止」及び「1.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、地滑り、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内若しくは海水ピット内等に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。</p> <p>落雷に対して空冷式非常用発電装置は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。生物学的事象のうち、クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の常設重大事故防止設備は、多重性をもつ設計とする。</p> <p>高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備は除く。）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。溢水に対しては、設計基準事故対処設備等と可能な限り位置的分散を図るとともに、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち飛来物（航空機落下等）については、防護設計の要否判断の基準を超えない等の理由により、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート施設の火災については立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より、設計上考慮する必要はない。</p> <p>常設重大事故緩和設備についても、可能な限り上記を考慮して多様性、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p>
--	--

b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。 七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処</p>	<p>b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第7号））</p> <p>① 可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。</p>

設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

（第43条解釈）

4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。

- ① 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること、第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものであることを確認。
- ② 「設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性」を確認するため、設計上想定する共通要因として、設備の使用環境条件及び動作原理並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。

②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.3.3 環境条件等」に記載する。

風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋等の頑健な建屋内に保管するか、又は屋外において共通要因によりすべての設備が同時に機能を喪失しないよう転倒しないことを確認するか若しくは必要により固縛等の処置をする。

屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備又は電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.1.2 耐震設計の基本方針」、「1.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。火災に対して可搬型重大事故等対処設備は「1.2 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管し、また想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、地滑り、森林火災、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。

クラゲ等の海生生物の影響により可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には、予備の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し、閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよう、くらげ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。

高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋内の可搬型重大事故防止設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。

屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設

	<p>備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備又は電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等から100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所分散して保管する。また、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の常設重大事故等対処設備から、少なくとも1セットは100mの離隔距離を確保する。</p> <p>なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうちダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート施設の火災については立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より、設計上考慮する必要はない。</p> <p>サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。</p>
--	---

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>常設 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するもの）については、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>① 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないことを確認。</p> <p>② 二以上の発電用原子炉施設と共用する場合、発電用原子炉施設の安全性が向上する理由及び同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>c. 共用の禁止（共用の禁止（第43条第2項第2号））</p> <p>① 常設重大事故等対処設備の各機器は、二以上の原子炉施設において共用しない設計とすることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>（第43条解釈） 6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。</p> <p>① 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けていることを確認。</p> <p>② 複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けていることを確認。</p> <p>③ 「複数の接続口」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する共通要因として、接続口及び接続する設備の使用環境条件並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>d. 複数の接続口（可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口（第四十三条 第3項 第3号））</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置することを確認した。</p> <p>②③具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>共通要因として影響を考慮した各要因に対する設計方針が整理されていることを確認した。</p> <p>風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して、接続口を屋内又は建屋面に設置する場合は、「1.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤上の建屋において、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。</p> <p>屋外に設置する場合は、地震により生ずる敷地下斜面の滑り、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対しては、「1.1.2 耐震設計の基本方針」、「1.1.3 津波による損傷の防止」及び「1.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするともに、屋内又は建屋近傍において異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.3.3 環境条件等」に記載する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、地滑り、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対しては、隣接しない位置に接続口を複数箇所設置する。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち飛来物（航空機落下等）については、防護設計の要否判断の基準を超えない等の理由により、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート施設の火災については立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より、設計上考慮する必要はない。</p> <p>電磁的障害に対しては、接続口には計測制御回路がないことから影響を受けない。</p> <p>また、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。</p>

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>	<p>e. 保管場所（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第5号））</p> <p>①可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、原子炉建屋又は原子炉補助建屋並びに可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備から100mの離隔距離を確保するとともに、少なくとも1セットは、常設重大事故等対処設備からも100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管することを確認した。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。</p> <p>②③具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>保管場所として環境条件による影響を考慮した各要因に対する設計方針が整理されていることを確認した。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。</p> <p>重大事故等時の環境条件における健全性については「1.3.3環境条件等」に記載する。</p> <p>風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋等の頑健な建屋内に保管するか、又は屋外において共通要因によりすべての設備が同時に機能を喪失しないよう転倒しないことを確認するか若しくは必要により固縛等の処置をする。</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備又は電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液化化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。</p> <p>地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.1.2耐震設計の基本方針」、「1.1.3津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。火災に対して可搬型重大事故等対処設備は「1.2火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に分散し、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、地滑り、森林火災、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害に対しては、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。クラゲ等の海生生物の影響により可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には、予備の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し、閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよ</p>
<p>① 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを確認。</p>	
<p>② 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを確認。</p>	
<p>③ 「可搬型重大事故等対処設備の保管場所」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する要因として、保管時の環境条件（保管場所を踏まえた自然現象などによる影響）並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	

う、くらげ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムに対して屋内の可搬型重大事故防止設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備又は電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等から100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。また、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の常設重大事故等対処設備から、少なくとも1セットは100mの離隔距離を確保する。なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうちダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート施設の火災については立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より、設計上考慮する必要はない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。

補足説明資料（共-3 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート）へ詳細な保管場所等が示されている。

1.2 悪影響防止 (第43条第1項第5号)

設置許可基準規則第43条第1項5号は、重大事故等対処設備に対して、工場内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないことを要求している。

審査の視点及び確認事項	確認結果 (伊方)
<p>常設及び可搬型</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>(第43条解釈)</p> <p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p> <p>① 工場等内の他の設備 (設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む) に対して悪影響を及ぼさないものであることを確認。</p> <p>② 「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含まれていることを確認。</p> <p>③ 「悪影響防止」に対する設計の妥当性を確認するため、他設備へ悪影響を与える要因として、設備の使用環境条件及び故障・損壊時による影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>1.2. 悪影響防止 (悪影響防止 (第四十三条 第1項 第5号))</p> <p>①② 重大事故等対処設備は、原子炉施設内の他の設備 (設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備) に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>③ 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>他の設備への悪影響としては、系統的な影響 (電氣的な影響を含む。)、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風 (台風) 及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前 (通常時) の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を接続する場合は、通常時に確実に閉止し、使用時に通水できるようにディスタンスピースを設けるか、又は通常時に確実に取り外し、使用時に取り付けできるようにフレキシブルホースを設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>同一設備の機能的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。ただし、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量の設定根拠については「1.4 容量等」に記載する。</p> <p>地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震により他の設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震により火災源又は溢水源とならないように耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認するか又は固縛等が可能な設計とする。</p> <p>耐震設計については「1.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。</p> <p>地震起因以外の火災による影響に対しては、重大事故等対処設備は、火災発生防止、感知、消火による火災防護を行う。</p> <p>火災防護については「1.2 火災による損傷の防止」に示す。</p> <p>地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>風 (台風) 及び竜巻による影響については、重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内若しくは海水ピット内等に設置若しくは保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とするか、又は風荷重を考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。</p>

2. 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

設置許可基準規則第43条第2項1号は、常設重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有することを要求している。

加えて、設置許可基準規則第43条第3項1号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有することを要求している。

補足説明資料（共-5 ポンプ車配備台数の考え方）へ想定する考慮事項に対する容量が示されている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>常設 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであることを確認（設計基準事故対象設備と同じ場合は、同仕様で十分確保できること等）。</p> <p>② 「常設重大事故等対処設備の容量」に対する設計の妥当性を確認するため、各機能における設備構成を踏まえ、機能を達成するために必要な容量を満たす設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>2. 容量（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第1号））</p> <p>①常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、<u>システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする</u>ことを確認した。</p> <p>重大事故等の収束は、これらのシステムの組み合わせにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量、発電機容量及び蓄電池容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、システムの目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。</p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものについては、常設重大事故等対処設備単独で、システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p>
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。</p> <p>(a)可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあつては、必要な容量を賄</p>	<p>2. 容量（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第1号））</p> <p>①可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、<u>システムの目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とする。これを複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする</u>ことを確認した。</p> <p>重大事故等の収束は、これらのシステムの組み合わせにより達成する。「容量等」とは、必要となるポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電池容量及びポンベ容量並びに計装設備の計測範囲とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、これを複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p> <p>②③④具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等</p>

うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。
これに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保すること。

(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。

(c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。

- ① 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであることを確認。
- ② 原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものにあつては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上持つことを確認。さらに、「故障時のバックアップ」及び「保守点検による待機除外時のバックアップ」を工場等全体で確保することを確認。
- ③ 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であつて負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つことを確認。
- ④ 「可搬型重大事故等対処設備の容量」に対する設計の妥当性を確認するため、各機能における設備構成を踏まえ、機能を達成するために必要な容量（個数を含む）を満たす設計方針が整理されていることを確認。

を賄うことができる設備を2セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型バッテリー、可搬型ポンベ等は、1負荷当たり1セットに、発電所全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量等を確保する。

3. 環境条件等

設置許可基準規則第43条第1項1号は、重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等が発生した場合における使用条件において、操作が可能な設計することを要求している（a. 環境条件及び荷重条件）。
 設置許可基準規則第43条第1項6号は、重大事故等対処設備に対して、操作等に係る現場の作業環境を要求している。加えて、設置許可基準規則第43条第3項4号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、設置場所への据え付け及び常設設備との接続を考慮することを要求している。（b. 現場の作業環境）。

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

審査の視点及び確認事項	確認結果
<p data-bbox="192 577 400 615">常設及び可搬型</p> <p data-bbox="231 625 516 659">（重大事故等対処設備）</p> <p data-bbox="192 669 1110 703">第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p data-bbox="219 714 1231 837">一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p data-bbox="181 894 1243 1018">① 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認。</p> <p data-bbox="181 1075 1243 1243">② 「重大事故等時の環境条件及び荷重条件」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する環境要因として、設備の使用・保管場所に応じて設備の性能に影響を与える可能性のある要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p data-bbox="1258 535 2089 569">a. 環境条件及び荷重条件（環境条件（第四十三条 第1項 第1号））</p> <p data-bbox="1258 577 2783 701">① 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とすることを確認した。</p> <p data-bbox="1258 758 1941 791">② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p data-bbox="1258 802 2792 1016">重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響）による荷重を考慮する。自然現象による荷重の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p data-bbox="1258 1026 2792 1150">これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、以下の設備分類毎に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p data-bbox="1258 1161 2792 1243">原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。</p> <p data-bbox="1258 1253 2792 1335">原子炉建屋内、原子炉補助建屋内及び緊急時対策所（EL. 32m）内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p data-bbox="1258 1346 2792 1690">また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。このうち、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損蒸気発生器の隔離に失敗する事故時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室、異なる区画（フロア）若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1258 1701 2792 1782">また、地震、風（台風）、竜巻、積雪、火山灰による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。</p> <p data-bbox="1258 1793 2792 1871">海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。設計基準対象施設</p>

	<p>として淡水を通水するが、重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は、海水影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>電磁波による影響に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。溢水に対しては、重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように、常設重大事故等対処設備は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置し、可搬型重大事故等対処設備は、必要により想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に保管する。</p>
--	--

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

審査の視点及び確認事項	確認結果
<p>常設及び可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 「重大事故等対処設備の現場の作業環境」に対する設計の妥当性を確認するため、想定される重大事故等時の放射線影響範囲を踏まえ、各設備の操作・復旧を行うための設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>b. 現場の作業環境</p> <p>（1）重大事故等対処設備（重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第1項 第6号））</p> <p>①② 重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、遮蔽物の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれが少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げる</p>	<p>（2）可搬型重大事故等対処設備（可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第3項 第4号））</p> <p>①② 可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置、及び常設設備との接続に支障がないように、遮蔽物の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれが少ない場所を選定することにより、当該設備の設置、及び常設設備との接続が可能な設計とすることを確認した。</p>

ものでなければならない。
 四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を
設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高
 くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切
 な措置を講じたものであること。

- ① 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設
 置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くな
 るおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措
 置を講じたものであること。
- ② 「可搬型重大事故等対処設備の現場の作業環境」に対する設計の妥当性を確認す
 るため、想定される重大事故等時の放射線影響範囲を踏まえ、各設備の操作・復
 旧を行うための設計方針が整理されていることを確認。

4. 操作性及び試験・検査性について

設置許可基準規則第43条第1項2号は、重大事故等対処設備に対して、想定され重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものを要求している（a.操作性）。

設置許可基準規則第43条第1項4号は、重大事故等対処設備に対して、重大事故等に対処するために本来の用途以外の用途として使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものを要求している（b.切り替えの容易性）。

設置許可基準規則第43条第3項2号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものを要求している（c.確実な接続）。

設置許可基準規則第43条第3項6号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するための工場等内の道路及び通路は、想定される重大事故等が発生した場合において適切な措置を講じることを要求している（d.アクセスルートの確保）。

（1）操作性の確保

a. 操作性（第43条第1項第2号）

審査の視点及び確認事項	確認結果
<p>常設及び可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、確実に操作できるものであることを確認。</p> <p>② 「操作性」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の使用条件に応じた操作環境、操作準備に必要な作業・工具、操作内容について、操作の確実性を考慮した設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>a. 操作性（操作の確実性（第四十三条 第1項 第2号））</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備の操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とすることを確認した。（「1.3.3 環境条件等」）操作するすべての設備に対し十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。</p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は運搬、設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、設置場所にてアウトリガーの設置又は固縛等が可能な設計とする。</p> <p>現場の操作スイッチは運転員の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。現場での接続作業は、ボルト締めフランジ、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。</p> <p>ディスタンスピースはボルト締めフランジで取付ける構造とし、操作が確実に行える設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。</p>

b. 切替えの容易性（第43条第1項第4号）

審査の視点及び確認事項	確認結果
<p>常設及び可搬型 （重大事故等対処設備）</p>	<p>b. 切替えの容易性（系統の切替性（第四十三条 第1項 第4号））</p> <p>①② 重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とすることを確認した。</p>

<p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p>	
<p>① 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えることを確認。</p> <p>② 「切替えの容易性」に対する設計の妥当性を確認するため、各用途における設備構成を踏まえ、速やかに切替えられる設計方針が整理されていることを確認。</p>	

c. 確実な接続（第43条第3項第2号）

補足説明資料（共-4 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続部に関する補足資料）へ想定する考慮事項に対する接続形態が示されている。

審査の視点及び確認事項	確認結果
<p>可搬型</p> <p>（重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>c. 確実な接続（可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第四十三条 第3項 第2号））</p> <p>①② 可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管のうち、当該ポンプを同容量かつ同揚程で使用する系統では同口径の接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮することを確認した。</p> <p>また、油配管、計装設備及び通信設備とその電源及び付属配管並びに緊急時対策所の各設備は、各々専用の接続方法を用いる。</p>
<p>① 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 「可搬型重大事故等対処設備の常設設備との確実な接続」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の使用条件（用途、設備仕様等）を踏まえた接続形態が採用され、接続形態ごとに接続性を考慮した設計方針が整理されていることを確認。</p>	

d. アクセスルートの確保（第43条第3項第6号）

審査の視点及び確認事項	確認結果
<p>可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 「発電所内の屋外道路及び屋内道路」に対する設計の妥当性を確認するため、アクセスルートの確保に影響を与える要因として、発電所内の地形の特徴を踏まえ、想定される環境条件及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>d. アクセスルートの確保（発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第四十三条 第3項 第6号））</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計することを確認した。</p> <p>屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するためのアクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数確保することを確認した。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数ルートの中から早期に復旧可能なルート確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用することを確認した。</p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>屋内及び屋外において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。</p> <p>なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうちダム崩壊、爆発及び石油コンビナート施設の火災については立地的要因により、船舶の衝突については敷地配置より設計上考慮する必要はない。</p> <p>電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面の滑り）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、地滑り、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用する。</p> <p>また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して十分余裕を見た高さアクセスルートを確保する設計とする。また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さアクセスルートを確保する設計とする。</p> <p>自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）及び有毒ガスに対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。</p>

	<p>落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはないため、生物学的事象に対しては容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。</p> <p>屋外アクセスルートは、基準地震動による地震力に対して、運搬、移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動による周辺斜面の崩壊や道路面の滑りに対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、事前に土嚢その他資機材による段差緩和対策を講じるとともに、段差発生時にはホイールローダによる仮復旧により、通行性を確保できる設計とする。</p> <p>屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対しては、道路については凍結防止剤を配備し、車両についてはタイヤチェーンの配備又はオールシーズンタイヤ若しくはスタッドレスタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。また、地震による薬品タンクからの漏えいに対しては、薬品保護具の着用により通行する。なお、凍結防止剤の配備等については、『「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料（以下「技術的能力説明資料」という）1.0 重大事故等対策における共通事項』に示す。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対しては、速やかな消火活動等を実施する。なお、消火活動等の対応については、「技術的能力説明資料 2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応」に示す。屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堰の設置）については、「火災防護計画」に定める。</p> <p>屋内アクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣工場等の火災（発電所敷地内に設置する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び電磁的障害）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。</p> <p>補足説明資料（共-3 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート）へ詳細なアクセスルート等が示されている。</p>
--	--

（2）試験及び検査（第43条第1項第3号）

設置許可基準規則第43条第1項3号は、重大事故等対処設備対して、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができることを要求している。

設置許可基準規則	確認結果
<p>常設及び可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。</p> <p>第12条解釈（安全施設）</p> <p>第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>8 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。</p> <p>一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む。）ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p> <p>二 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p> <p>三 発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p> <p>9 第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p> <p>① 重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査（機能検査等）ができるものであることを確認。</p> <p>② 「重大事故等対処設備の試験・検査」を確認するため、各設備の構造及び系統構</p>	<p>（2）試験及び検査（試験・検査等（第四十三条 第1項 第3号））</p> <p>①</p> <p>重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏洩の有無の確認、分解点検等ができる構造とし、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくすることを確認した。</p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、運転中に重大事故等対処設備としての機能を停止したうえで試験ができるとともに、このとき原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。</p> <p>代替電源設備は、電気系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として分解・開放（非破壊検査含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p>

成を踏まえ、機能を確認するために必要な試験・検査項目が抽出され、それらの項目において実施可能な設計方針が整理されていることを確認。

【設置許可基準規則第12条「安全施設」第4項の解釈】

構築物、系統及び機器	設計方針
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること
残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計であること
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計であること
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計であること
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条））

技術的能力基準1.1で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第44条及び第43条への適合性を確認する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）

2.1.1 適合方針	44-2
(1) 設置許可基準規則への適合	44-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	44-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	44-3
a. 手動による原子炉緊急停止	44-4
b. 原子炉出力抑制（自動）	44-4
c. 原子炉出力抑制（手動）	44-5
d. ほう酸水注入	44-5
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	44-6
2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	44-8
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	44-8
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	44-9
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	44-9
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	44-9
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	44-9
2.1.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	44-9
2.1.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	44-10
2.1.3 環境条件等	44-11
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	44-11
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	44-11
2.1.4 操作性及び試験・検査性について	44-12
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	44-12
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	44-12

2.1.1 適合方針

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.1 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備（以下、「その他設備」という）及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.1 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 手動による原子炉緊急停止</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉トリップスイッチ <p>b. 原子炉出力抑制（自動）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備） ・ 主蒸気隔離弁 ・ 主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁 ・ 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ ・ 補助給水タンク ・ 蒸気発生器 ・ 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁 <p>c. 原子炉出力抑制（手動）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気隔離弁 ・ 主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁 ・ 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ ・ 補助給水タンク ・ 蒸気発生器 ・ 加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁 <p>d. ほう酸水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ほう酸ポンプ及び充てんポンプ ・ ほう酸タンク ・ 燃料取替用水タンク <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・蒸気発生器 【その他設備】1次冷却設備 ・1次冷却材ポンプ 【その他設備】1次冷却設備 ・原子炉容器 【その他設備】1次冷却設備 ・加圧器 【その他設備】1次冷却設備 ・ほう酸フィルタ ・再生熱交換器 ・制御棒クラスタ ・原子炉トリップ遮断器 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準 1.1 での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS 圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA 時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 手動による原子炉緊急停止

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系ロジック盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第6.8.1図 手動による原子炉停止）と追補の概略系統図（第1.1.2図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第6.8.1図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、設計基準対処設備である、反応度制御設備の制御棒クラスタ、原子炉保護設備の原子炉トリップ遮断器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 原子炉出力抑制（自動）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、給水処理設備の補助給水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、発信する作動信号によりタービントリップ及び主蒸気隔離弁を閉止させ、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計であることを確認した。
 - ・多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、補助給水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器の水位低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却系圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計であることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、安全保護系ロジック盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第6.8.2図 原子炉出力抑制）及び（3）（第6.8.3図 原子炉出力抑制）と追補の概略系統図（第1.1.4図）及び（第1.1.5図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第6.8.2図）及び（3）（第6.8.3図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、設計基準対処設備である、非常用発電設備のディーゼル発電機、1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 原子炉出力抑制（手動）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））として、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、給水処理設備の補助給水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、補助給水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、1次冷却系統の過圧を防止できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

③ 多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第6.8.2図 原子炉出力抑制）及び（3）（第6.8.3図 原子炉出力抑制）と追補の概略系統図（第1.1.4図）及び（第1.1.5図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第6.8.2図）及び（3）（第6.8.3図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、設計基準対処設備である、非常用電源設備であるディーゼル発電機、1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

d. ほう酸水注入

確認結果（伊方）

【ほう酸水タンクを使用する場合】

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備のほう酸ポンプ、ほう酸タンク及び充てんポンプを使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ほう酸水タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入系統を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

③ 制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は安全保護系ロジック盤の故障により原子炉トリップに失敗した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（4）（第6.8.4図 ほう酸水注入）と追補の概略系統図（第1.1.6図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（4）（第6.8.4図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、設計基準対処設備である、非常用電源設備のディーゼル発電機、1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

【燃料取替用水タンクを使用する場合】

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

③ ほう酸ポンプが故障により使用できない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（5）（第6.8.5図 ほう酸水注入）と追補の概略系統図（第1.1.7図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（5）（第6.8.5図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、設計基準対処設備である、非常用電源設備のディーゼル発電機、1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈）</p> <p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要</p>	<p>①多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、作動信号によりタービントリップ及び主蒸気隔離弁を閉止させ、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計としていることを確認した。</p> <p>また、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、補助給水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器の水位低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止することで原子炉冷却系圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計として設備を整備していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（2）PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p> <p>① 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動起動させるとともに蒸気タービンを自動停止させる設備として、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）を整備することを確認。</p>	
<p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p> <p>② 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水を注入する設備を整備することを確認。</p>	<p>②化学体積制御設備は、原子炉停止失敗時において原子炉を未臨界に移行するために必要な量のほう酸水を注入できる設備であることを確認した。</p> <p>原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を1次系に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要なポンプ流量及びタンク容量に対して十分であることから、十分な量のほう酸水を炉心へ注入できる設備を整備していることを確認した。</p>
<p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）BWR</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p>	<p>PWR への要求事項でないため、対象外。</p>
<p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御する</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
ため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。	
c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。	

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能を喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
原子炉トリップスイッチ	原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は、手動により原子炉トリップできることで自動による原子炉トリップに対し多様性を持つ設計とすることを確認した。 原子炉トリップスイッチは、安全保護系計器ラックと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）	多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、設計基準事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、原子炉補助建屋内の独立した盤に設置することで、位置的分散を図ることを確認した。 以下の設計方針であることを確認した。 多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は原子炉保護設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離して独立した盤として設置することで位置的分散を図る設計とする。 多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、原子炉トリップ遮断器及び安全保護系ロジック盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。 多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）を使用した原子炉出力抑制（自動）は、原子炉保護設備の作動に必要なプロセス計装と部分的に設備を共用するが、原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離することで原子炉保護設備と同時に機能を喪失しない設計とする。
主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁	主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、補助給水タンク、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、原子炉トリップ遮断器及び安全保護系ロジック盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とすることを確認した。 主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した原子炉出力抑制（手動）は、原子炉補助建屋内の安全保護系ロジック盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位

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

	置的分散を図る設計とすることを確認した。
ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ及び燃料取替用水タンク	<p>化学体積制御設備は、設計基準事故対処設備である原子炉安全保護系設備に対して、建屋内の異なる区画に設置することで、位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクは、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内の原子炉トリップ遮断器、安全保護系ロジック盤及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p> <p>ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した緊急ほう酸注入システムによるほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器及び安全保護系ロジック盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とすることを確認した。</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。
44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

2.1.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
原子炉トリップスイッチ	<p>手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、独立して信号を発信することができる設計とすることを確認した。</p> <p>原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）	<p>原子炉出力抑制（自動）に使用する多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）は、原子炉トリップ信号が原子炉保護設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止できることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器	<p>原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプ、	<p>ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水タンクは、設計基準対象施設</p>

ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水タンク	として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
---------------------------	--

2.1.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は、重大事故等時に「蒸気発生器水位低」の原子炉トリップ信号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、工学的安全施設等の作動信号の根拠が示されている。（参照：「工学的安全施設等の作動信号の根拠について」）
加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁	多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の作動による主蒸気隔離弁の閉止に伴う1次冷却系統の過圧のピークを抑えるために使用する加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準事故時の1次冷却系統の過圧防止機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が主蒸気隔離弁の閉止による1次冷却系統の過圧防止に必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器	1次冷却系統を安定させるために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、タンク容量、弁放出流量及び伝熱容量が主蒸気隔離弁の閉止による1次冷却系統の過圧防止に必要なポンプ流量、タンク容量、弁放出流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ及び燃料取替用水タンク	原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を1次系に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要なポンプ流量及びタンク容量に対して十分であるため設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。

2.1.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
原子炉トリップスイッチ	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （中央制御室）
原子炉トリップ遮断器、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）、主蒸気安全弁、ほう酸タンク及びほう酸フィルタ、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ほう酸ポンプ及び充てんポンプ、燃料取替用水タンク	原子炉トリップスイッチ （原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） 原子炉トリップ遮断器、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）、主蒸気安全弁、ほう酸タンク及びほう酸フィルタ、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ほう酸ポンプ及び充てんポンプ、燃料取替用水タンク
制御棒クラスタ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、蒸気発生器及び再生熱交換器、	（原子炉格納容器内に設置） 制御棒クラスタ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、蒸気発生器及び再生熱交換器
補助給水タンク	（屋外に設置） 補助給水タンク
多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）	多様化自動作動盤は、ATWS 緩和機能に加え、同一盤内にデジタル計算機の共通要因故障対策としての回路も有しているが、ATWS 緩和機能に関する回路とは別のハードウェア回路とし、また、論理回路により単一故障による誤作動が発生しない構成とすることにより、他機能からの影響を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
原子炉トリップスイッチ、加圧器逃がし弁、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ほう酸ポンプ及び充てんポンプ	原子炉トリップスイッチ、加圧器逃がし弁、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ほう酸ポンプ及び充てんポンプの操作は中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

2.1.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器	原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器を使用した手動による原子炉緊急停止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。 原子炉トリップスイッチは、中央制御室で操作が可能な設計とすることを確認した。
多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）	多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）を使用した原子炉出力抑制（自動）を行う系統は、重大事故等時に多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）から自動で信号を発信する設計とすることを確認した。
主蒸気隔離弁、補助給水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁	主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）を行う系統及び補助給水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を使用した1次冷却系統の過圧防止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。 主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ及び再生熱交換器	ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う緊急ほう酸注入系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。 ほう酸ポンプの起動及び緊急ほう酸注入系統の構成は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
充てんポンプ及び燃料取替用水タンク	充てんポンプ及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。 充てんポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
原子炉トリップスイッチ	手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、機能・性能の確認が可能なように手動操作による原子炉トリップ遮断器の動作確認ができる設計とすることを確認した。
制御棒クラスタ	手動による原子炉緊急停止に使用する制御棒クラスタは、機能・性能の確認が可能なように動作確認ができる設計とすることを確認した。
原子炉トリップ遮断器	手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップ遮断器は、機能・性能の確認が可能なように試験装置を接続し動作確認ができる設計とすることを確認した。
多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）	原子炉出力抑制（自動）に使用する多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）は、運転中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力によるロジック回路動作確認が可能な設計とする。この場合、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系統の不必要な動作が発生しない設計とすることを確認した。また、特性の確認が可能なように模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とすることを確認した。 補足説明資料において、試験の考え方が示されている。（参照：「多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）の試験に対する考え方について」）
主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービ	原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、加圧

<p>ン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器、 ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水タンク</p>	<p>器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、蒸気発生器及びほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水タンクは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とすることを確認した。</p>
<p>主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気安全弁、ほう酸ポンプ及び充てんポンプ</p>	<p>主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気安全弁、ほう酸ポンプ及び充てんポンプは分解が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>補助給水タンク、蒸気発生器、ほう酸タンク及び燃料取替用水タンク</p>	<p>補助給水タンク、蒸気発生器、ほう酸タンク及び燃料取替用水タンクは、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とすることを確認した。</p>
<p>ほう酸タンク及び燃料取替用水タンク</p>	<p>ほう酸タンク及び燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とすることを確認した。</p>
<p>ほう酸フィルタ</p>	<p>ほう酸フィルタは、差圧確認が可能な設計とするとともに内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とすることを確認した。</p>
<p>蒸気発生器</p>	<p>蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように試験装置を設置できる設計とすることを確認した。</p>
<p>再生熱交換器</p>	<p>再生熱交換器は、応力腐食割れ対策、伝熱管の摩耗対策により健全性が確保でき開放が不要な設計であることから外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条））

技術的能力基準 1.2 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第45条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）

2.2.1 適合方針	45-2
（1）設置許可基準規則への適合	45-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	45-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	45-3
a. 【フロントライン系故障】1次冷却システムのフィードアンドブリード	45-4
b. 【サポート系故障】タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）	45-4
c. 【サポート系故障】電動補助給水ポンプの機能回復	45-5
d. 【サポート系故障】主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）	45-5
e. 推定、監視及び制御に用いる設備【58条】	45-6
（2）設置許可基準規則解釈への適合	45-6
2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	45-8
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	45-8
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	45-8
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	45-8
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	45-9
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	45-9
2.2.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	45-9
2.2.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	45-10
2.2.3 環境条件等	45-11
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	45-11
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	45-11
2.2.4 操作性及び試験・検査性について	45-13
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	45-13
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	45-13

2.2.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.2 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.2 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 1 次冷却システムのフィードアンドブリード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 加圧器逃がし弁 ・ 蓄圧タンク ・ 余熱除去ポンプ ・ 余熱除去冷却器 <p>b. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付） ・ タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁 <p>c. 電動補助給水ポンプの機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空冷式非常用発電装置【57 条】電源設備 <p>d. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁 <p>e. 推定、監視及び制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位【58 条】計装設備 ・ 蒸気発生器広域水位【58 条】計装設備 ・ 蒸気発生器狭域水位【58 条】計装設備 ・ 補助給水ライン流量【58 条】計装設備 ・ 補助給水タンク水位【58 条】計装設備 <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「第 1.2.3 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・蒸気発生器 【その他設備】1次冷却設備 ・1次冷却材ポンプ 【その他設備】1次冷却設備 ・原子炉容器 【その他設備】1次冷却設備 ・加圧器 【その他設備】1次冷却設備 ・補助給水タンク ・電動補助給水ポンプ <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段に対して使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と追補の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 【フロントライン系故障】1次冷却システムのフィードアンドブリード

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク、1次冷却設備の加圧器逃がし弁、非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系の蓄圧タンク並びに余熱除去設備の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードができる設計 ・蓄圧タンクはフィードアンドブリード中に1次冷却材との圧力差によりほう酸水を炉心へ注入できる設計 ・余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器はフィードアンドブリード後に原子炉を低温停止状態とできる設計 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 1次冷却システムのフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）～（3）（第5.4.1図～3図 1次冷却システムのフィードアンドブリード）と追補の概略系統図（第1.2.2図～4図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）～（3）（第5.4.1図～3図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに流路として1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）</p>

b. 【サポート系故障】タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））として、給水設備のタービン動補助給水ポンプ並びにタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁及びタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補助給水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作、専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受油の供給及び人力による蒸気入口弁の操作により機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とする。これらの人力による措置は、容易に行える設計とする。 ・タービン動補助給水ポンプによる冷却継続期間内に1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 全交流動力電源・常設直流電源系統が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（4）（第5.4.4図 タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））と追補の概略系統図（第1.2.8図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（4）（第5.4.4図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p>

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、水源として設計基準事故対処設備である給水処理設備の補助給水タンク並びに冷却機能として1次冷却設備の蒸気発生器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 【サポート系故障】電動補助給水ポンプの機能回復

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（電動補助給水ポンプの機能回復）として、代替電源の空冷式非常用発電装置を使用することを確認した。
 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、空冷式非常用電源装置より給電することで機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。
 ・電動補助給水ポンプは、1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（5）（第5.4.5図 電動補助給水ポンプの機能回復）と追補の概略系統図（第1.2.12図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（5）（第5.4.5図）に記載されていることを確認した。【57条電源設備】

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、水源として給水処理設備の補助給水タンク並びに冷却機能として設計基準事故対処設備である給水設備の電動補助給水ポンプ、1次冷却設備の蒸気発生器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

d. 【サポート系故障】主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））として、主蒸気系統の主蒸気逃がし弁を使用することを確認した。
 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・主蒸気逃がし弁は、機能回復のため現場において人力で操作し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、主蒸気逃がし弁による冷却継続期間内に1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源・常設直流電源系統が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（6）（第5.4.6図 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））と追補の概略系統図（第1.2.13図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が系統概略図（6）（第5.4.6図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として設計基準事故対処設備である1次冷却設備の蒸気発生器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

e. 推定、監視及び制御に用いる設備【58条】

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（監視及び制御）（【58条】計装設備）として、加圧器水位、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水ライン流量及び補助給水タンク水位を使用することを確認した。
 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・加圧器水位は1次冷却材の保有水量を、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位は2次冷却材の保有水量を監視又は推定でき、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水ライン流量及び補助給水タンク水位は蒸気発生器へ注水するための補助給水ポンプの作動状況を確認できる設計とする。なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1の「第1.2.3表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する場合の監視及び制御に使用することを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、計装設備のため無いことを確認した。
 ⑤ ①で示す設備が概略系統図【58条】計装設備第6.4.1図に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに流路として1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、バウンダリ系統図は、計装設備のため無いことを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備） 1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	
<p>a) 可搬型重大事故防止設備 i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>① 人力による操作が容易でない場合(※)、可搬型重大事故等対処設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備を配備することを確認。 ※：伊方では、分解作業を伴う操作が容易ではないとした。</p>	<p>① 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、タービン動補助給水ポンプにより発電用原子炉を冷却するため、現場での専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の開操作等は、人力により容易に操作できる設計とし、追補において「操作の成立性」として容易に操作できる設計であることを確認したことから可搬型重大事故防止設備を設けないことを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料において、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は分解を伴わずに現場で開操作できる構造であり容易に操作が可能であること、人力操作が容易であるため、可搬型蓄電池は、多様性拡張設備として直流電源喪失時の代替手段であることが示されている。(参照：「現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動について」)</p>
<p>b) 現場操作 i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>① 現場での操作が行えるように、現場での人力による弁(弁のみならず全ての必要な)操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備していることを確認。</p>	<p>① タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油の供給及び人力による蒸気入口弁の操作により機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とすることを確認した。これらの人力による措置は容易に行える設計であることを確認した。タービン動補助給水ポンプは、1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
高圧注入ポンプ	a)1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である2次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有すること、b)加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ等とは異なる区画に設置することにより位置的分散を図る設計とすることなどを確認した。
燃料取替用水タンク	
加圧器逃がし弁	
蓄圧タンク	高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、加圧器逃がし弁、蓄圧タンク、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、共通要因によってタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱と同時に喪失しないよう、異なる冷却手段をもつことで多様性を有する設計とすることを確認した。
余熱除去ポンプ	
余熱除去冷却器	
補助給水タンク	1次冷却システムのフィードアンドブリードは、燃料取替用水タンクを水源とすることで、補助給水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱に対して異なる水源を持つ設計とすることを確認した。
燃料取替用水タンク（再掲）	
タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）	タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び蒸気入口弁は、現場での手動操作によるものとし、設計基準事故対処設備である常設直流電源系統による駆動源に対して多様性を有していることを確認した。
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	
電動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は専用の工具を用いて手動で操作できる設計とし、タービン動補助給水ポンプの軸受油は専用の注油器を用いて手動供給できる設計とすることを確認した。タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁はハンドルを設けることで手動操作を可能とし、常設直流電源を用いた弁操作に多様性を有する設計とすることを確認した。
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプの機能回復において、電動補助給水ポンプは設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とすることを確認した。電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備にて記載することを確認した。
主蒸気逃がし弁	電動補助給水ポンプの機能回復（人力）において、主蒸気逃がし弁はハンドルを設けることで手動操作を可能とし、空気作動に対して手動操作とすることで多様性を有する設計とすることを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。

45条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

45条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

45条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

2.2.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
高圧注入ポンプ，燃料取替用水タンク，加圧器逃がし弁，蓄圧タンク，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器 電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水タンク，主蒸気逃がし弁，蒸気発生器及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	以下の設計方針であることを確認した。 1次冷却システムのフィードアンドブリードに使用する高圧注入ポンプ，燃料取替用水タンク，加圧器逃がし弁，蓄圧タンク，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 2次冷却系からの除熱（タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力），電動補助給水ポンプの機能回復及び主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））に使用する電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水タンク，主蒸気逃がし弁，蒸気発生器及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.2.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
高圧注入ポンプ	高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクは、1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却に必要な流量、容量等を有する設計とする
燃料取替用水タンク	
加圧器逃がし弁	2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を1次系へ注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及びタンク容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
蓄圧タンク、	2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する蓄圧タンクは、設計基準事故時の蓄圧注入系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の保持圧力及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な保持圧力及びタンク容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
余熱除去ポンプ	1次冷却系統のフィードアンドブリードの継続により1次系圧力が低下し余熱除去設備が使用可能となれば余熱除去系による冷却を開始する。余熱除去系として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の余熱除去系による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
余熱除去冷却器	
電動補助給水ポンプ	2次冷却系からの除熱に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、弁放出流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量、弁放出流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
タービン動補助給水ポンプ	
主蒸気逃がし弁	
蒸気発生器	
補助給水タンク	2次冷却系からの除熱に使用する補助給水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とすることを確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、逃がし弁及び安全弁以外の弁であることから対象外であることを確認した。

2.2.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）	
高圧注入ポンプ	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） 高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ、余熱除去ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁、主蒸気逃がし弁、燃料取替用水タンク及び余熱除去冷却器 （原子炉格納容器内に設置） 加圧器逃がし弁、蒸気発生器及び蓄圧タンク （屋外に設置） 補助給水タンク	
電動補助給水ポンプ		
余熱除去ポンプ		
タービン動補助給水ポンプ		
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁		
主蒸気逃がし弁		
燃料取替用水タンク		
余熱除去冷却器		
蒸気発生器		
補助給水タンク		
加圧器逃がし弁		
蓄圧タンク		
電動補助給水ポンプ（再掲）		電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び補助給水タンクは、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とすることを確認した。補足説明資料において、海水注入時の影響評価について示されている。（参照：「蒸気発生器2次側への通水時の水源の選定及び海水注入時の影響評価」）
タービン動補助給水ポンプ（再掲）		
蒸気発生器（再掲）		
補助給水タンク（再掲）		

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
高圧注入ポンプ	加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ及び余熱除去ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
余熱除去ポンプ	
電動補助給水ポンプ	
加圧器逃がし弁	
燃料取替用水タンク	燃料取替用水タンク、余熱除去冷却器、蓄圧タンク、補助給水タンク及び蒸気発生器は操作を伴わない機器であるため、対象外であることを確認した（申請書に記載なし）。
余熱除去冷却器	
蓄圧タンク	
補助給水タンク	
蒸気発生器	

タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）	タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。 手動ハンドル操作による主蒸気逃がし弁の操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	
主蒸気逃がし弁	

2.2.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁	加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、蓄圧タンク、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した1次冷却系統のフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。
高圧注入ポンプ	
燃料取替用水タンク	
蓄圧タンク	
余熱除去ポンプ	
余熱除去冷却器	
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁及び補助給水タンクを使用した2次冷却系からの除熱を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。
電動補助給水ポンプ	
主蒸気逃がし弁	
蒸気発生器	
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	
補助給水タンク	
タービン動補助給水ポンプ（再掲）	タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作及び専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への油供給と、人力による蒸気入口弁の操作により起動が可能な設計とする。専用工具は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管することを確認した。
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁（再掲）	タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とすることを確認した。
主蒸気逃がし弁（再掲）	主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、操作台を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とすることを確認した。

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
高圧注入ポンプ	高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁、主蒸気逃がし弁及び余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とすることを確認した。
加圧器逃がし弁	
電動補助給水ポンプ	
タービン動補助給水ポンプ	
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	
主蒸気逃がし弁	
余熱除去ポンプ	

燃料取替用水タンク	燃料取替用水タンクは、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とすることを確認した。 燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とすることを確認した。
補助給水タンク	補助給水タンク、蒸気発生器及び蓄圧タンクは、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とすることを確認した。
蒸気発生器	
蓄圧タンク	
余熱除去冷却器	余熱除去冷却器は、内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とすることを確認した。また、非破壊検査が可能な設計とすることを確認した。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条））

技術的能力基準 1.3 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 46 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）

2.3.1 適合方針	46-2
(1) 設置許可基準規則への適合	46-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	46-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	46-3
a. 【フロントライン系故障】1次冷却系のフィードアンドブリード	46-4
b. 【フロントライン系故障】2次冷却系からの除熱（注水）	46-4
c. 【サポート系故障】2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	46-5
d. 【サポート系故障】タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）	46-6
e. 【サポート系故障】主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）	46-6
f-1. 【サポート系故障】加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）	46-7
f-2. 【サポート系故障】加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）	46-7
g. 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱の防止に用いる設備	46-8
h. 蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備	46-8
i. インターフェイスシステム LOCA 時に用いる設備	46-9
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	46-10
2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	46-11
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	46-11
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	46-12
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	46-12
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	46-12
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	46-13
2.3.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	46-13
2.3.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	46-14
2.3.3 環境条件等	46-16
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	46-16
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	46-17
2.3.4 操作性及び試験・検査性について	46-18
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	46-18
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	46-19

2.3.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備) 第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.3 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.3 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 1 次冷却系のフィードアンドブリード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 加圧器逃がし弁 <p>b. 2 次冷却系からの除熱（注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプ ・ タービン動補助給水ポンプ ・ 補助給水タンク ・ 蒸気発生器 <p>c. 2 次冷却系からの除熱（蒸気放出）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁 ・ 蒸気発生器 <p>d. タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付） ・ タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁 <p>e. 主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁 <p>f-1. 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用） <p>f-2. 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池 <p>g. 炉心損傷時における高圧熔融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱の防止に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器逃がし弁 <p>h. 蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁 ・ 加圧器逃がし弁 <p>i. インターフェイスシステム LOCA 時に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁 ・ 加圧器逃がし弁 ・ 余熱除去ポンプ入口弁

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・蒸気発生器 【その他設備】1次冷却設備 ・1次冷却材ポンプ 【その他設備】1次冷却設備 ・原子炉容器 【その他設備】1次冷却設備 ・加圧器 【その他設備】1次冷却設備 ・余熱除去冷却器室漏えい防止堰及び格納容器スプレイ冷却器室溢水防止堰 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準 1.3 での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p>
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備側の概略系統図（該当設備のみ）と手順側の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。
 例1：RGS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。
 例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。

a. 【フロントライン系故障】1次冷却系のフィードアンドブリード

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用することを確認した。
 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却システムを減圧できる設計とすることを確認した。また、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは炉心へほう酸水を注入することで1次冷却システムをフィードアンドブリードできる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却システムの減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第5.5.1図 1次冷却システムのフィードアンドブリード）と追補の概略系統図（第1.2.2図）が整合していることを確認した。
 ⑤ ①に示す設備が概略系統図（1）（第5.5.1図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ 設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

b. 【フロントライン系故障】2次冷却系からの除熱（注水）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、給水処理設備の補助給水タンク、1次冷却設備の蒸気発生器を使用することを確認した。
 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により1次冷却システムを減圧できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第5.5.2図 2次冷却系からの除熱（注水））と追補の概略系統図（第1.3.3図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（2）（第5.5.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 【サポート系故障】2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び1次冷却設備の蒸気発生器を使用することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

・主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第5.5.3図 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、主蒸気逃がし弁の機能回復、1次冷却系統の減圧）と追補の概略系統図（第1.2.13図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（3）（第5.5.3図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

d. 【サポート系故障】タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））として、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作により機能を回復できる設計とすることを確認した。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（4）（第5.5.4図 タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力））と追補の概略系統図（第1.2.8図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①に示す設備が概略系統図（4）（第5.5.4図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。</p>

e. 【サポート系故障】主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等と同等以上の効果を有する措置として重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復（人力））を設けることを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし弁は、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有し、主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる設計とすることを確認した。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 常設直流電源系統が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第5.5.3図 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、主蒸気逃がし弁の機能回復、1次冷却系統の減圧）と追補の概略系統図（第1.2.13図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①に示す設備が概略系統図（3）（第5.5.3図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p>

（その他の設備）

- ⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

f-1. 【サポート系故障】加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給））として、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、かつ、加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）により、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 常設直流電源系統喪失時に駆動用空気が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（5）（第5.5.5図 加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給））と追補の概略系統図（第1.3.5図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（5）（第5.5.5図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である1次冷却設備の加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

f-2. 【サポート系故障】加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電））として、可搬型代替直流電源設備の加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）により、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 常設直流電源系統が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（6）（第5.5.6図 加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電））と追補の概略系統図（第1.3.7図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（6）（第5.5.6図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である1次冷却設備の加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

g. 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱の防止に用いる設備

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱が発生を防止する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（7）（第5.5.7図 加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）と追補の概略系統図（第1.3.11図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（7）（第5.5.7図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

h. 蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とすることを確認した。（g. 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱の防止に用いる設備と同様）。
 ・主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる設計とすることを確認した（c. 【サポート系故障】2次冷却系からの除熱（蒸気放出）と同様）。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として、蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第5.5.3図 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、主蒸気逃がし弁の機能回復、1次冷却系統の減圧）及び（7）（第5.5.7図 加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）と追補の概略系統図（第1.2.13図、第1.3.11図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（3）及び（7）（第5.5.3図、第5.5.7図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

i. インターフェイスシステムLOCA時に用いる設備

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用することを確認した。重大事故等対処設備（ISLOCA時漏えい抑制）として、インターフェイスシステムLOCA時において1次冷却材の漏えい量を抑制し、拡散を防止するため、余熱除去ポンプ入口弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とすることを確認した。
 - ・加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とすることを確認した。（g. 炉心損傷時における高圧熔融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱の防止に用いる設備と同様）。
 - ・主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を減圧できる設計とすることを確認した（c. 【サポート系故障】2次冷却系からの除熱（蒸気放出）と同様）。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（8）（第5.5.8図 インターフェイスシステムLOCA時漏えい抑制）と追補の概略系統図（第1.2.4図）の整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（8）（第5.5.8図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、余熱除去冷却器室漏えい防止堰及び格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰により漏えい水の拡散を防止できる設計とし、重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第46条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（1）ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p>	<p>PWRへの要求事項でないため、対象外。</p>
<p>（2）可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> <p>①常設直流電源系統喪失時においても、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備することを確認。</p>	<p>①原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池を設けることを確認した。</p> <p>主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ等と同等以上の効果を有する措置として、手動設備（弁ハンドル）による主蒸気逃がし弁（人力）の機能回復を行うとしていることを確認した。</p>
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p> <p>②減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備することを確認。</p>	<p>②駆動用空気が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）を設けることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>レッサー又は窒素ポンペを配備することを確認。</p>	<p>主蒸気逃がし弁は、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有する設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p> <p>③減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動することを確認。</p>	<p>③加圧器逃がし弁は、駆動用の窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）から供給される駆動用窒素の設定圧力について、格納容器最高使用圧力に対し十分な余裕を考慮して設定していることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンク</p>	<p>1次冷却系のフィードアンドブリードに用いる高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁等は、設計基準事故対処設備である2次冷却系の除熱機能を有するタービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等に対して多様性を有することを確認した。</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ等とは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られた設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。 高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を使用した1次冷却システムのフィードアンドブリードは、共通要因によって電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却システムの減圧と同時に機能を損なわないよう、異なる手段を用いることで多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とすることで、補助給水タンクを水源とする2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却システムの減圧に対して異なる水源を持つ設計とする。 加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内に設置することで、原子炉建屋内の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内へ設置することで原子炉建屋屋上の補助給水タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p>
<p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却システムの減圧は、共通要因によって加圧器逃がし弁による1次冷却システムの減圧と同時に機能を損なわないよう異なる手段を用いることで多様性を持つ設計とす</p>

	<p>る。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉建屋内に設置し、補助給水タンクは原子炉建屋屋上に設置し、蒸気発生器は原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁と異なる区画に設置することで、原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁	<p>タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）においてタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用の工具を用いて人力で操作できる設計とし、軸受油は専用の注油器を用いて人力で供給できる設計とすることを確認した。</p>
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	<p>タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、共通要因によって常設直流電源を用いた弁操作と同時に機能を損なわないよう、ハンドルを設け、人力操作を可能とすることで多様性を持つ設計とすることを確認した。</p>
主蒸気逃がし弁	<p>主蒸気逃がし弁は、手動ハンドルを設けることから、常設直流電源及び制御用空気を用いた弁操作に対して多様性を有していることを確認した。</p> <p>主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）において主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、共通要因によって空気作動と同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とすることを確認した。</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	<p>加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池から給電し、駆動用窒素を窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）から供給することにより、常設直流電源及び制御用空気を用いた弁操作に対して多様性を有していることを確認した。</p> <p>加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、原子炉建屋内の主蒸気逃がし弁と離れた位置に設置されていること、加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は使用せず常設直流電源と分離し、原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の常設直流電源及び制御用空気圧縮機と異なる区画に分散して保管することで設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>加圧器逃がし弁の機能回復において加圧器逃がし弁は、共通要因によって制御用空気及び常設直流電源を用いた弁操作と同時に機能を損なわないよう、電磁弁の電源を加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池から給電し、駆動用空気を窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）から供給することで、多様性を持つ設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は接続せず、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内の常設直流電源設備及び制御用空気圧縮機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ位置的分散を図る設計とする。</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備のうち、重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数箇所設置することとしている。46条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポン	<p>接続箇所が、原子炉建屋及び原子炉補助建屋内であるため対象外としていることを確認した。</p>

べ（加圧器逃がし弁用）	
-------------	--

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は接続せず、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内の常設直流電源設備及び制御用空気圧縮機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.3.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器並びにタービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	1次冷却システムのフィードアンドブリードに使用する加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク、2次冷却系からの除熱に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器並びにタービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）に使用するタービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池	加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、通常時に接続先の系統と分離すること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。 加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、固縛することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
余熱除去ポンプ入口弁	インターフェイスシステムLOCA時において、余熱除去システムの隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
余熱除去冷却器室漏えい防止堰及び格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰	余熱除去冷却器室漏えい防止堰及び格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰は、他の設備から独立して使用可能とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.3.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における1次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次冷却系統の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、炉心崩壊熱により加圧された1次冷却系統を減圧するために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次冷却系統の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、炉心溶融時に1次冷却系統を減圧させるために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次冷却系統の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の漏えい量を抑制するために必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>
高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク	<p>2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における1次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時にほう酸水を1次冷却系統に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及びタンク容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p>
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器	<p>2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による1次冷却系統の冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、弁放出流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加圧された1次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要なポンプ流量、弁放出流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p>
補助給水タンク	<p>補助給水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保する設計であることなどを確認した。</p> <p>2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用する補助給水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とすることを確認した。</p>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて1セットに必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池	<p>加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池及び窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、弁の作動時間、作動回数を考慮した上、予備を確保することにより必要な容量以上を確保していることを確認した。</p> <p>加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、加圧器逃がし弁2個を同時に操作できる設計とし、弁の作動時間を考慮した容量を有するものを1セット1個使用する。保有数は1セット1個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加え、合計2個を分散して保管することを確認した。</p>
窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	<p>加圧器逃がし弁は、駆動用の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）から供給される駆動用窒素の設定圧力について、格納容器最高使用圧力に対し十分な余裕を考慮して設定していることを確認した。</p> <p>窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、供給先の加圧器逃がし弁が空気作動式であるため、重大事故等時に想定される原子炉格納容器圧力と弁全開に必要な圧力の和を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びリークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを1セット2個（A系統1個、B系統1個）を使用することを確認した。保有数は1セット2個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加え、合計3個を保管することを確認した。</p>

2.3.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁	減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。これらは、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
補助給水タンク	補助給水タンクは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
主蒸気逃がし弁	<p>主蒸気逃がし弁は、人力により現場の手動ハンドルにて操作するが、重大事故等時の環境条件においては必要に応じて要員の防護措置を講じることにより確実に操作できることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。 減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉建屋内に設置し、制御用空気が喪失した場合の人力操作も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 主蒸気逃がし弁は、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムLOCA時の環境影響を受けない原子炉建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時の環境条件を考慮した設計とする。 主蒸気逃がし弁の操作は中央制御室で可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。</p>
蒸気発生器	蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び補助給水タンク	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び補助給水タンクは、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とすることを確認した。
窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池	窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
余熱除去ポンプ入口弁、余熱除去冷却器室漏えい防止堰及び格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰	余熱除去ポンプ入口弁、余熱除去冷却器室漏えい防止堰及び格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰は、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。これらはインターフェイスシステムLOCA時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計すること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁	操作は中央制御室又は中央制御室に隣接する計装盤室で可能な設計とすることを確認した。
高圧注入ポンプ及び電動補助給水ポンプ	高圧注入ポンプ及び電動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とすることを確認した。
余熱除去ポンプ入口弁	余熱除去ポンプ入口弁の操作は設置場所と異なる区画から遠隔で専用工具を用いて可能な設計とすることを確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、操作は設置場所で操作可能な設計とすることを確認した。

2.3.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とすること、本来の用途以外の用途として使用する設備は通常時に使用する系統から速やかに切替操作可能な設計とすること、可搬型重大事故等対処設備を接続するものについては容易かつ確実に接続できる設計とするとともに、屋内及び屋外において可搬型重大事故等対処設備を保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬できる経路を確保すること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク	以下の設計方針であることを確認した。 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した1次冷却系統のフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。 また、加圧器逃がし弁は現場の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池を用いて、遠隔で操作可能な設計とする。
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁、補助給水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁、補助給水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱、タービン動補助給水ポンプの機能回復（人力）及び主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。 主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、操作台を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とすることを確認した。 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁	タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作及び専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への油供給と、人力による蒸気入口弁の操作により起動が可能な設計とすることを確認した。 専用の工具及び注油器は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管できる設計とすることを確認した。
タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁	タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とすることを確認した。
余熱除去ポンプ入口弁	余熱除去ポンプ入口弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。 余熱除去ポンプ入口弁は、現場で、専用の工具を用いて、設置場所と異なる区画から遠隔操作により確実に操作できる設計とする。専用工具は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管できる設計とすることを確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	以下の設計方針であることを確認した。 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を使用した加圧器逃がし弁の機能回復（代替空気供給）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の取付継手は、他の窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用、格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用及びアニュラス排気系空気作動弁用）と同一形状とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、屋内のアクセスルートを確保できる設計とする。
加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池	以下の設計方針であることを確認した。

	<p>加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、重大事故等が発生した場合でも、加圧器逃がし弁への給電を通常時の系統から加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池による電源供給へ電源操作等により速やかに切替えられる設計とする。また、車輪の設置により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛等ができる設計とする。</p> <p>接続はボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。</p> <p>加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、屋内のアクセスルートを確保できる設計とする。</p>
--	--

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク並びに電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器、補助給水タンク、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁及び主蒸気逃がし弁	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>1次冷却システムのフィードアンドブリードに使用する加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク並びに2次冷却系からの除熱に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器、補助給水タンク、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁及び主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験システムによりそれぞれ機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、分解が可能な設計とする。</p>
燃料取替用水タンク	<p>燃料取替用水タンク、蒸気発生器及び補助給水タンクは内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。</p> <p>燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とすることを確認した。</p>
蒸気発生器	<p>蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とすることを確認した。</p>
窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	<p>加圧器逃がし弁の機能回復（制御用空気喪失）に使用する窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁駆動用空気配管への窒素供給により、弁の開閉試験を行うことで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池	<p>加圧器逃がし弁の機能回復（代替電源給電）に使用する加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池は、電磁弁への電源供給により弁の開閉を行うことで、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、電圧測定が可能な系統設計とすることを確認した。</p>
余熱除去ポンプ入口弁	<p>インターフェイスシステムLOCA時において、余熱除去システムの隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、手動による開閉確認及び専用工具で規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。また、分解が可能な設計とすることを確認した。</p>
余熱除去冷却器室漏えい防止堰及び格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰	<p>インターフェイスシステムLOCA時において、漏えい水の拡散防止に使用する余熱除去冷却器室漏えい防止堰及び格納容器スプレイ冷却器室漏えい防止堰は、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条））

技術的能力基準1.4で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第47条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）

2.4.1 適合方針	47-2
（1）設置許可基準規則への適合	47-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	47-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	47-7
a. 【フロントライン系故障時に用いる設備】1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備	47-7
b. 【サポート系故障時に用いる設備】1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備	47-11
c. 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備	47-13
d. 余熱除去ポンプによる再循環が可能な場合に用いる設備	47-13
e. 【フロントライン系故障時に用いる設備】1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備	47-14
f. 【サポート系故障時に用いる設備】1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備	47-16
g. 【フロントライン系故障時に用いる設備】運転停止中の場合に用いる設備	47-17
h. 【サポート系故障時に用いる設備】運転停止中の場合に用いる設備	47-18
i. 【交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備】溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備	47-18
j. 【全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備】溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備	47-19
（2）設置許可基準規則解釈への適合	47-19
2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	47-20
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	47-20
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	47-23
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	47-24
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	47-24
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	47-24
2.4.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	47-24
2.4.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	47-26
2.4.3 環境条件等	47-29
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	47-29
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	47-30
2.4.4 操作性及び試験・検査性について	47-31
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	47-31
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	47-32

2.4.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.4 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.4 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a-1. 炉心注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てんポンプ ・ 燃料取替用水タンク <p>a-2. 代替炉心注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ（B） ・ 燃料取替用水タンク ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 補助給水タンク ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】 電源設備 ・ 代替電気設備受電盤 【57 条】 電源設備 ・ 代替動力変圧器 【57 条】 電源設備 ・ 中型ポンプ車 ・ 加圧ポンプ車 ・ 軽油タンク 【57 条】 電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】 電源設備 <p>a-3. 代替再循環運転</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ（B） ・ 格納容器スプレイ冷却器（B） ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン ・ 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁 <p>a-4. 再循環運転</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン ・ 格納容器スプレイポンプ 【49 条】 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ冷却器 【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・ 格納容器再循環ユニット（A及びB） 【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備 a-5. 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に用いる設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ（B） ・ 燃料取替用水タンク ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 補助給水タンク ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 ・ 代替電気設備受電盤 【57条】電源設備 ・ 代替動力変圧器 【57条】電源設備 ・ 中型ポンプ車 ・ 加圧ポンプ車 ・ 軽油タンク 【57条】電源設備 ・ ミニローリー 【57条】電源設備 ・ 高圧注入ポンプ ・ 充てんポンプ ・ 再生熱交換器 b. サポート系故障時に用いる設備 <ul style="list-style-type: none"> b-1. 代替炉心注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 補助給水タンク ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 ・ 代替電気設備受電盤 【57条】電源設備 ・ 代替動力変圧器 【57条】電源設備 ・ 中型ポンプ車 ・ 加圧ポンプ車 ・ 軽油タンク 【57条】電源設備 ・ ミニローリー 【57条】電源設備 ・ 充てんポンプ（B） b-2. 代替再循環運転 <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ（B） ・ 中型ポンプ車

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン ・ 格納容器スプレイポンプ 【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・ 格納容器スプレイ冷却器 【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・ 格納容器再循環ユニット（A及びB） 【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備 ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 ・ 軽油タンク 【57条】電源設備 ・ ミニローリー 【57条】電源設備 <p>c. 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 補助給水タンク ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 ・ 代替電気設備受電盤 【57条】電源設備 ・ 代替動力変圧器 【57条】電源設備 <p>d. 余熱除去ポンプによる再循環が可能な場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ ・ 余熱除去冷却器 ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン <p>(2) 1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備</p> <p>e. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>e-1. 2次冷却系からの除熱（注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプ ・ タービン動補助給水ポンプ ・ 補助給水タンク ・ 蒸気発生器 <p>e-2. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁 <p>e-3. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプ ・ 補助給水タンク ・ 蒸気発生器 f. サポート系故障時に用いる設備 f-1. 2次冷却系からの除熱（注水） <ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプ ・ タービン動補助給水ポンプ ・ 補助給水タンク ・ 蒸気発生器 ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 f-2. 主蒸気逃がし弁の機能回復 <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁 f-3. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード） <ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプ ・ 補助給水タンク ・ 蒸気発生器 ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 （3）運転停止中の場合に用いる設備 g. フロントライン系故障時に用いる設備 g-1. 炉心注水 <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 充てんポンプ g-2. 代替炉心注水（a-2.の設備と同じ） g-3. 代替再循環運転（a-3.の設備と同じ） g-4. 再循環運転（a-4.の設備と同じ） g-5. 2次冷却系からの除熱（注水）（e-1.の設備と同じ） g-6. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）（e-2.の設備と同じ） g-7. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）（e-3.の設備と同じ） h. サポート系故障時に用いる設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>h-1. 代替炉心注水（b-1. の設備と同じ） h-2. 代替再循環運転（b-2. の設備と同じ） h-3. 2次冷却系からの除熱（注水）（f-1. の設備と同じ） h-4. 主蒸気逃がし弁の機能回復（f-2. の設備と同じ） h-5. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）（f-3. の設備と同じ）</p> <p>（4）熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備 i. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備 i-1. 炉心注水 ・ 高圧注入ポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 充てんポンプ ・ 余熱除去ポンプ</p> <p>i-2. 代替炉心注水（a-2. の設備と同じ）</p> <p>j. 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備 j-1. 代替炉心注水（b-1. の設備と同じ）</p> <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・ 再生熱交換器 ・ ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・ 原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設 ・ 蒸気発生器 【その他設備】1次冷却設備 ・ 1次冷却材ポンプ 【その他設備】1次冷却設備 ・ 原子炉容器 【その他設備】1次冷却設備 ・ 加圧器 【その他設備】1次冷却設備 ・ 海水取水口 【その他設備】非常用取水設備</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	・海水取水路 【その他設備】非常用取水設備 ・海水ピット 【その他設備】非常用取水設備 上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。 <u>（設備の目的）</u> ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。 ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。
<u>（機能喪失の想定）</u> ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）
<u>（系統構成）</u> ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。 ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。
<u>（その他の設備）</u> ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。 例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。 例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。

a. 【フロントライン系故障時に用いる設備】1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備

確認結果（伊方）
a-1：炉心注水 <u>（設備の目的）</u> ① 重大事故防止設備（炉心注水）として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。 ・燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御システムにより炉心へ注水できる設計とする。 <u>（機能喪失の想定）</u> ③ 運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）第5.6.1図 炉心注水（充てんポンプ）と追補の概略系統図（第1.4.4図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第5.6.1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である化学体積制御設備の再生熱交換器、1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

a-2: 代替炉心注水

（設備の目的）

- ①-1 重大事故防止設備（代替炉心注水）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ（B）及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。
- ①-2 常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク又は給水処理設備の補助給水タンクを使用することを確認した。
- ①-3 可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。

具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ②-1 燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、代替再循環ラインにより原子炉へ注水できる設計とする。
- ②-2 燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。
- ②-3 海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③-1、③-2 運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合を想定していることを確認した。
- ③-3 運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注水機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④-1 系統構成については、設備の概略系統図（2）第5.6.2図 代替炉心注水（格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用））と追補の概略系統図（第1.4.5図）が整合していることを確認した。
- ④-2 系統構成については、設備の概略系統図（3）第5.6.3図 代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）と追補の概略系統図（第1.4.7図）が整合していることを確認した。
- ④-3 系統構成については、設備の概略系統図（4）第5.6.4図 代替炉心注水（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車）と追補の概略系統図（第1.4.9図）が整合していることを確認した。
- ⑤-1 ①-1で示す設備が概略系統図（2）（第5.6.2図）に記載されていることを確認した。
- ⑤-2 ①-2で示す設備が概略系統図（3）（第5.6.3図）に記載されていることを確認した。
- ⑤-3 ①-2で示す設備が概略系統図（4）（第5.6.4図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

a-3: 代替再循環運転

（設備の目的）

- ①-1 重大事故防止設備（代替再循環運転）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）、並びに格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用することを確認した。
- ①-2 重大事故防止設備（代替再循環運転）として、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。

具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ②-1 格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、格納容器スプレイ冷却器（B）を介して代替再循環できる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備のポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。
- ②-2 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは格納容器再循環サンプを用いた再循環系統を構成できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③-1 運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。
- ③-2 運転中の1次冷却材喪失事象時において、格納容器再循環サンプ隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④-1 系統構成については、設備の概略系統図（5）第5.6.5図 代替再循環運転（格納容器スプレイポンプ（B）、代替再循環配管使用）と追補の概略系統図（第1.4.17図）が整合していることを確認した。
- ④-2 系統構成については、設備の概略系統図（6）第5.6.6図 代替再循環運転（格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁）と追補の概略系統図（第1.4.15図）が整合していることを確認した。
- ⑤-1 ①-1で示す設備が概略系統図（5）（第5.6.5図）に記載されていることを確認した。
- ⑤-2 ①-2で示す設備が概略系統図（6）（第5.6.6図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

a-4: 再循環運転

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（再循環運転）として、非常用炉心冷却設備の高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器並びに格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により再循環でき、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる設計とする。

・格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備のポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（7）第5.6.7図 再循環運転（高圧注入ポンプによる高圧再循環）と追補の概略系統図（第1.4.19図）が整合していることを確認した。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（7）（第5.6.7図）に記載されていることを確認した。（ただし、格納容器再循環ユニット（A及びB）は、第5.6.11図 代替補機冷却にて確認）

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

a-5: 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に用いる設備

（設備の目的）

①-1 重大事故防止設備（代替炉心注水）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ（B）及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。

①-2 常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び給水処理設備の補助給水タンクを使用する。

①-3 可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを使用する。

①-4 重大事故防止設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

①-5 重大事故防止設備（炉心注水）として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。

具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

②-1 燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプ（B）は、代替再循環ラインにより原子炉へ注水できる設計とする。

②-2 燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

②-3 海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

②-4 燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

②-5 燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又は格納容器スプレイポンプ（B）による代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④-1 系統構成については、設備の概略系統図（2）第5.6.2図 代替炉心注水（格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用））と追補の概略系統図（第1.4.5図）が整合していることを確認した。
- ④-2 系統構成については、設備の概略系統図（3）第5.6.3図 代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）と追補の概略系統図（第1.4.7図）が整合していることを確認した。
- ④-3 系統構成については、設備の概略系統図（4）第5.6.4図 代替炉心注水（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車）と追補の概略系統図（第1.4.9図）が整合していることを確認した。
- ④-4 系統構成については、設備の概略系統図（8）第5.6.8図 炉心注水（閉塞の徴候が見られた場合の高圧注入ポンプ）と追補の概略系統図（第1.4.20図）が整合していることを確認した。
- ④-5 系統構成については、設備の概略系統図（1）第5.6.1図 炉心注水（充てんポンプ）と追補の概略系統図（第1.4.4図）が整合していることを確認した。
- ⑤-1 ①-1 で示す設備が概略系統図（2）（第5.6.2図）に記載されていることを確認した。
- ⑤-2 ①-2 で示す設備が概略系統図（3）（第5.6.3図）に記載されていることを確認した。
- ⑤-3 ①-3 で示す設備が概略系統図（4）（第5.6.4図）に記載されていることを確認した。
- ⑤-3 ①-4 で示す設備が概略系統図（8）（第5.6.8図）に記載されていることを確認した。
- ⑤-3 ①-5 で示す設備が概略系統図（1）（第5.6.1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である化学体積制御設備の再生熱交換器、1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

b. 【サポート系故障時に用いる設備】 1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備

確認結果（伊方）

b-1: 代替炉心注水

（設備の目的）

- ①-1 常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び給水処理設備の補助給水タンクを使用することを確認した。
- ①-2 可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。
- ①-3 常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、化学体積制御設備の充てんポンプ（B）及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。

具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ②-1 燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。
- ②-2 海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。
中型ポンプ車及び加圧ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。
- ②-3 燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプ（B）は、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。充てんポンプ（B）は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③-1 運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。
- ③-2 運転中の全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

③-3 運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④-1 系統構成については、設備の概略系統図（2）第5.6.2図 代替炉心注水（格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用））と追補の概略系統図（第1.4.5図）が整合していることを確認した。

④-2 系統構成については、設備の概略系統図（4）第5.6.4図 代替炉心注水（中型ポンプ車及び加圧ポンプ車）と追補の概略系統図（第1.4.9図）が整合していることを確認した。

④-3 系統構成については、設備の概略系統図（9）第5.6.9図 代替炉心注水（充てんポンプ（B、自己冷却式））と追補の概略系統図（第1.4.24図）が整合していることを確認した。

⑤-1 ①-1 で示す設備が概略系統図（2）（第5.6.2図）に記載されていることを確認した。

⑤-2 ①-2 で示す設備が概略系統図（4）（第5.6.4図）に記載されていることを確認した。

⑤-3 ①-2 で示す設備が概略系統図（9）（第5.6.9図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である化学体積制御設備の再生熱交換器、1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

b-2: 代替再循環運転

（設備の目的）

① 重大事故防止設備（代替再循環運転）として、高圧注入ポンプ（B）、中型ポンプ車、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して補機へ海水を直接供給し、代替補機冷却ができる設計とする。
- ・高圧注入ポンプ（B）は、代替補機冷却を用いることで格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環ができ、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニット（A及びB）による原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉を冷却できる設計とする。
- ・格納容器再循環サンプスクリーンは、高圧注入ポンプ（B）及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。高圧注入ポンプ（B）は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。中型ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（10）第5.6.10図 代替再循環（高圧注入ポンプ（B、海水冷却））と追補の概略系統図（第1.4.29図）が整合していることを確認した。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（10）（第5.6.10図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ①-1 重大事故等対処設備（格納容器注水）として、格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。
- ①-2 重大事故等対処設備（格納容器注水）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び給水処理設備の補助給水タンクを使用することを確認した。

具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ②-1 燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。
- ②-2 燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器スプレイ設備により、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、非常用電源設備のディーゼル発電機に加えて、空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を經由して給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③-1、③-2 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器注水（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原子炉格納容器の破損を防止する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④-1 系統構成については、設備の概略系統図（12）第5.6.12図 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイと追補の概略系統図（第1.4.34図）が整合していることを確認した。
- ④-2 系統構成については、設備の概略系統図（13）第5.6.13図 代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイと追補の概略系統図（第1.4.35図）が整合していることを確認した。
- ⑤-1 ①-1 で示す設備が概略系統図（12）（第5.6.12図）に記載されていることを確認した。
- ⑤-2 ①-2 で示す設備が概略系統図（13）（第5.6.13図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

d. 余熱除去ポンプによる再循環が可能な場合に用いる設備

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（再循環運転）として、非常用炉心冷却設備の余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・格納容器再循環サンプを水源とした余熱除去ポンプは、余熱除去冷却器を介して再循環運転ができる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、余熱除去ポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 運転中の1次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による原子炉冷却機能が喪失していない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（14）第5.6.14図 再循環（余熱除去ポンプによる再循環）と追補の概略系統図（第1.13.26図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（14）（第5.6.14図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

e. 【フロントライン系故障時に用いる設備】 1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備

確認結果（伊方）

e-1: 2次冷却系からの除熱（注水）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び給水処理設備の補助給水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器を使用することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（15）第5.6.15図 2次冷却系からの除熱（注水）と追補の概略系統図（第1.13.44図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（15）（第5.6.15図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

e-2: 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱（蒸気放出）ができる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による弁の操作ができる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（16）第5.6.16図 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）と追補の概略系統図（第1.13.37図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（16）（第5.6.16図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備が無いことを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

e-3: 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード））として、給水設備の電動補助給水ポンプ、給水処理設備の補助給水タンク及び1次冷却設備の蒸気発生器を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（15）第5.6.15図 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）と追補の概略系統図（第1.13.44図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（15）（第5.6.15図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

f. 【サポート系故障時に用いる設備】 1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備

確認結果（伊方）

f-1: 2次冷却系からの除熱（注水）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び給水処理設備の補助給水タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 運転中において全交流動力電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（15）第5.6.15図 2次冷却系からの除熱（注水）と追補の概略系統図（第1.13.44図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（15）（第5.6.15図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備が無いことを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

f-2: 主蒸気逃がし弁の機能回復

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・主蒸気逃がし弁は、現場で人力により開操作することで機能回復ができる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 運転中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（16）第5.6.16図 2次冷却系からの除熱（主蒸気逃がし弁の機能回復）と追補の概略系統図（第1.13.37図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（16）（第5.6.16図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備が無いことを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

f-3: 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード））として、給水設備の電動補助給水ポンプ、給水処理設備の補助給水タンク及び1次冷却設備の蒸気発生器を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 運転中において全交流動力電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（15）第5.6.15図 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）と追補の概略系統図（第1.13.44図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（15）（第5.6.15図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備が無いことを確認した。
補足説明資料において、重大事故等対処設備及び管路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

g. 【フロントライン系故障時に用いる設備】運転停止中の場合に用いる設備

確認結果（伊方）

g-1. 炉心注水

- ①-1 重大事故防止設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用することを確認した。
- ①-2 重大事故防止設備（炉心注水）として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。

具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ②-1 燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。
- ②-2 燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注水できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④-1 系統構成については、設備の概略系統図（8）第5.6.8図 炉心注水（運転停止中に余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の高圧注入ポンプ）と追補の概略系統図（第1.4.20図）が整合していることを確認した。

④-2 系統構成については、設備の概略系統図（1）第 5.6.1 図 炉心注水（充てんポンプ）と追補の概略系統図（第 1.4.4 図）が整合していることを確認した。

⑤-1 ①-1 で示す設備が概略系統図（8）（第 5.6.8 図）に記載されていることを確認した。

⑤-2 ①-2 で示す設備が概略系統図（1）（第 5.6.1 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である化学体積制御設備の再生熱交換器、1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

g-2. 代替炉心注水（a-2. の設備と同じ）

g-3. 代替再循環運転（a-3. の設備と同じ）

g-4. 再循環運転（a-4. の設備と同じ）

g-5. 2次冷却系からの除熱（注水）（e-1. の設備と同じ）

g-6. 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）（e-2. の設備と同じ）

g-7. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）（e-3. の設備と同じ）

h. 【サポート系故障時に用いる設備】運転停止中の場合に用いる設備

確認結果（伊方）

h-1. 代替炉心注水（b-1. の設備と同じ）

h-2. 代替再循環運転（b-2. の設備と同じ）

h-3. 2次冷却系からの除熱（注水）（f-1. の設備と同じ）

h-4. 主蒸気逃がし弁の機能回復（f-2. の設備と同じ）

h-5. 2次冷却系からの除熱（フィードアンドブリード）（f-3. の設備と同じ）

i. 【交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に用いる設備】熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

確認結果（伊方）

i-1. 炉心注水

①-1 重大事故防止設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用することを確認した。

①-2 重大事故等対処設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用することを確認した。

①-3 重大事故防止設備（炉心注水）として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。

具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

②-1 燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

②-2 燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、低圧注入系統により炉心へ注水できる設計とする。

②-3 燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御設備により炉心へ注水できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 発電用原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④-1 系統構成については、設備の概略系統図（8）第5.6.8図 炉心注水（運転停止中に余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の高圧注入ポンプ）と追補の概略系統図（第1.4.20図）が整合していることを確認した。

④-2 系統構成については、設備の概略系統図（17）第5.6.17図 炉心注水（余熱除去ポンプ）と追補の概略系統図（第1.8.15図）が整合していることを確認した。

④-3 系統構成については、設備の概略系統図（1）第5.6.1図 炉心注水（充てんポンプ）と追補の概略系統図（第1.4.4図）が整合していることを確認した。

⑤-1 ①-1 で示す設備が概略系統図（8）（第5.6.8図）に記載されていることを確認した。

⑤-2 ①-1 で示す設備が概略系統図（17）（第5.6.17図）に記載されていることを確認した。

⑤-3 ①-2 で示す設備が概略系統図（1）（第5.6.1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である化学体積制御設備の再生熱交換器、1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

i-2. 代替炉心注水（a-2. の設備と同じ）

j. 【全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備】溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

確認結果（伊方）

j-1. 代替炉心注水（b-1. の設備と同じ）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈）</p> <p>第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>①可搬型重大事故防止設備を配備することを確認。</p>	<p>①について以下のとおり可搬型重大事故防止設備を配備することを確認した。</p> <p>a-2: 代替炉心注水 ①-3 可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）として、中型ポンプ車、加圧ポンプ車及びミニローリーを整備する。 ②-3 海又は代替淡水源を水源とした中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>②炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置することを確認。</p>	<p>②について以下のとおり炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備として代替格納容器スプレイポンプを設置することを確認した。</p> <p>a-2: 代替炉心注水 ①-2 常設重大事故防止設備（代替炉心注水）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク又は給水処理設備の補助給水タンクを整備する。 ②-2 燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とした代替格納容器スプレイポンプは、代替再循環ラインにより炉心へ注水できる設計とする。</p>
<p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>③上記①及び②の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>③多様性及び独立性及び位置的分散については、「2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて確認。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>充てんポンプ及び燃料取替用水タンク（炉心注水）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。 充てんポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注水は、化学体積制御設備の充てんポンプにより炉心注水できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多重性を持つ設計とする。燃料取替用水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環に対して異なる水源を持つ</p>

	<p>つ設計とする。</p> <p>充てんポンプは原子炉補助建屋内の高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプ及び再循環サンプスクリーンと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
<p>格納容器スプレイポンプ (B) 及び燃料取替用水タンク (代替炉心注水)</p>	<p>格納容器スプレイポンプ (B、代替再循環配管使用)、格納容器スプレイ冷却器 (B) 等は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等とは原子炉補助建屋内において異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>格納容器スプレイポンプ (B) 及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注水は、格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ (B) により炉心注水できることで、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去に対して多重性を持つ設計とする。燃料取替用水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>格納容器スプレイポンプ (B) は原子炉補助建屋内の高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう異なる区画に設置することで位置的分散を図る設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプ及び再循環サンプスクリーンと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
<p>代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク (代替炉心注水)</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプの駆動源は空冷式非常用発電装置とし、独立した電源供給ラインから供給されることなどにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプに対して多様性及び独立性を有していること、代替格納容器スプレイポンプは余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプとは異なる建屋に設置することにより位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水は、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持った電源により駆動できる設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備にて記載する。また、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注水並びに格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置し、補助給水タンクは原子炉建屋屋上に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう相互に位置的分散を図るとともに、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプ及び再循環サンプスクリーンと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプは、原子炉補助建屋内の高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補助建屋と異なる原子炉建屋内に設置することで位置的分散を図る設計とする。</p>
<p>高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク (炉心注水)</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注水は、燃料取替用水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと共通要因に</p>

	<p>よって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう異なる区画に設置することで位置的分散を図る設計とする。</p>
格納容器スプレイポンプ (B) 及び格納容器スプレイ冷却器 (B) (再循環運転による炉心注水)	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>格納容器スプレイポンプ (B) 及び格納容器スプレイ冷却器 (B) を使用した再循環運転による炉心注水は、格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ (B) 及び格納容器スプレイ冷却器 (B) により再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。</p> <p>格納容器スプレイポンプ (B) 及び格納容器スプレイ冷却器 (B) は原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
高圧注入ポンプ (再循環運転による炉心注水)	<p>高圧注入ポンプを使用した再循環運転による炉心注水は、安全注入系統を介して再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。</p> <p>高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器、及び主蒸気逃がし弁 (2次冷却系からの除熱)	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器、及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して最終ヒートシンクの異なる冷却手段を用いることで多様性を有する設計とする。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉建屋内に設置することで、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
充てんポンプ (B)	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>炉心注水時において充てんポンプ (B) は、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電することにより、余熱除去ポンプを使用した炉心注水に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>炉心注水時において充てんポンプ (B) は、安全注入ラインを介さず、充てんラインを用いて炉心に注水できることで、余熱除去ポンプを使用した炉心注水に対して多重性を持つ設計とする。</p> <p>充てんポンプ (B) は、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。また、充てんポンプ (B) の自己冷却は、充てんポンプ (B) 出口配管から分岐した自己冷却ラインにより充てんポンプ (B) を冷却できることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して異なる冷却手段を用いることで共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とする。</p> <p>充てんポンプ (B) は、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
高圧注入ポンプ (B)	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>再循環運転による炉心注水において高圧注入ポンプ (B) は、ディーゼル発電機に対して共通要因によって機能を喪失しないよう多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>また、中型ポンプ車を使用する高圧注入ポンプ (B) への代替補機冷却は、中型ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して共通要因によって機能を喪失しないよう多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p>
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁	<p>電動補助給水ポンプは、その駆動源を空冷式非常用発電装置とし、主蒸気逃がし弁に手動操作のハンドルを設けることにより、設計基準事故対処設備の電源であるディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を有していること、電動補助給水ポンプの駆動源及び主蒸気逃がし弁は、ディーゼル発電機と</p>

	<p>は異なる区画に設置することにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散が図られていること</p> <p>を確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>2次冷却系からの除熱に使用する電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機の故障による共通要因によって機能を喪失しないよう、多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>2次冷却系からの除熱に使用するタービン動補助給水ポンプは、蒸気駆動とすることにより、ディーゼル発電機の故障による共通要因によって機能を喪失しないよう多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>2次冷却系からの除熱に使用する主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて手動操作とすることによりディーゼル発電機の故障による共通要因によって機能を喪失しないよう多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と共通要因によって機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
<p>高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対する多様性（炉心注水）</p> <p>（代替格納容器スプレイポンプを使用した炉心注水と中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を使用した炉心注水、充てんポンプを使用した炉心注水）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプを使用した炉心注水並びに中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を使用した炉心注水は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して共通要因によって機能を喪失しないよう独立性を有する設計とする。</p> <p>充てんポンプを使用した炉心注水は、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した炉心注水系統に対して、共通要因によって機能を喪失しないようポンプから1次冷却設備まで独立性を有する設計とする。</p>
<p>格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器並びに代替格納容器スプレイポンプ</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>格納容器注水に使用する格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器並びに代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器と代替格納容器スプレイポンプをそれぞれ異なる区画に設置することで共通要因によって機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
<p>高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ、格納容器スプレイポンプ（B）及び代替格納容器スプレイポンプ</p>	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ、格納容器スプレイポンプ（B）及び代替格納容器スプレイポンプは、それぞれ異なる区画に設置することで共通要因によって機能を喪失しないよう相互に位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p>
<p>補助給水タンク及び燃料取替用水タンク</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプの水源である補助給水タンク及び燃料取替用水タンクは、補助給水タンクを原子炉建屋屋上に設置し、燃料取替用水タンクを原子炉補助建屋内に設置することで共通要因によって機能を喪失しないよう相互に位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車（代替炉心注水）</p>	<p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、その駆動源をディーゼル駆動とし、海水を水源とすることにより、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプ（駆動源は非常用母線からの交流電源、水源は淡水のみ）に対して多様性及び独立性を有していること、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は屋外に分散して保管されることにより設計基準事故対処設備に対して位置的分散が図られていること</p> <p>を確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p>

	<p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を使用した代替炉心注水は、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注水、格納容器スプレイポンプ（B）及び代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、これらの電動ポンプに対して中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、多様性を持った駆動源により駆動でき、ディーゼル発電機及び空冷式非常用発電装置を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。また、海又は代替淡水源を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプ（B）を使用した代替炉心注水、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は屋外に分散して保管及び設置することで、原子炉建屋内又は原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンク、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器スプレイポンプ（B）、代替格納容器スプレイポンプ及びディーゼル発電機並びに原子炉建屋屋上の補助給水タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>
中型ポンプ車	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>クラゲ等の海生生物からの影響に対し中型ポンプ車は予備を有する設計とする。</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数箇所設置することとしている。47条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	<p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の接続箇所は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、2箇所設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、代替補機冷却時の中型ポンプ車の接続箇所として、新たに配管を設置し、作業を容易化することが示されている。（参照：「代替補機冷却時の中型ポンプ車接続箇所について」）</p>

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は屋外に分散して保管及び設置することで、原子炉建屋内又は原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンク、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器スプレイポンプ（B）、代替格納容器スプレイポンプ及びディーゼル発電機並びに原子炉建屋屋上の補助給水タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>中型ポンプ車（代替補機冷で使用）は、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、共通要因によって機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。</p>

2.4.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
充てんポンプ、再生熱交換器、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、燃料取替用水タンク、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器	以下の設計方針であることを確認した。 炉心注水又は再循環運転に使用する充てんポンプ、再生熱交換器、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、燃料取替用水タンク、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器、2次冷却系からの除熱に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器並びに格納容器注水に使用する格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
充てんポンプ（B）	充てんポンプ（B）の自己冷却ラインを用いる場合、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には化学体積制御系統と原子炉補機冷却水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。
高圧注入ポンプ（B）	高圧注入ポンプ（B）の海水冷却ラインを用いる場合、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
格納容器スプレイポンプ（B）、格納容器スプレイ冷却器（B）、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、補助給水タンク、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	代替炉心注水又は代替再循環運転に使用する格納容器スプレイポンプ（B）、格納容器スプレイ冷却器（B）、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁及び補助給水タンク並びに格納容器注水に使用する代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと補助給水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。
中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	炉心注水又は再循環運転に用いる高圧注入ポンプの冷却に使用する中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、通常時に接続先の系統と分離すること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、アウトリガ等によって固定をするか、又は設置場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 代替格納容器スプレイポンプ、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.4.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障により炉心注水機能が喪失した場合における炉心注水として使用する格納容器スプレイポンプ（B）は、設計基準事故時の格納容器注水と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要な炉心注入流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合における再循環運転として使用する格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）は、設計基準事故時の格納容器スプレイ再循環と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>格納容器注水により残存溶融デブリを冷却するために使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器注水と兼用しており、設計基準事故時に使用するポンプ流量が、炉心が溶融した場合の残存溶融デブリを冷却するために必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための代替炉心注水として使用する格納容器スプレイポンプ（B）は、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な炉心注入流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>
燃料取替用水タンク	<p>炉心注水及び格納容器注水として使用する燃料取替用水タンクは、炉心及び原子炉格納容器への注水量に対し、補助給水タンクを介して淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とすることを確認した。</p>
代替格納容器スプレイポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障により炉心注水機能が喪失した場合における炉心注水として使用する代替格納容器スプレイポンプは、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量に対して十分な容量を有する設計とする。</p> <p>残存溶融デブリを冷却するために格納容器注水として使用する代替格納容器スプレイポンプは、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に原子炉容器の残存溶融デブリを冷却するために必要なポンプ流量に対して十分な容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するために炉心注水として使用する代替格納容器スプレイポンプは、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分な容量を有する設計とする。</p>
補助給水タンク	<p>炉心注水、2次冷却系からの除熱及び格納容器注水として使用する補助給水タンクは、炉心への注水量及び蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とすることを確認した。</p>
高圧注入ポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>炉心注水として使用する高圧注入ポンプは、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合の再循環運転による炉心注水として使用する高圧注入ポンプ（B）は、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として格納容器に溜まった水を1次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊</p>

	<p>熱により加熱された1次冷却システムを冷却するために必要なポンプ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注水として使用する高圧注入ポンプは、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p>
<p>充てんポンプ</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>炉心注水として使用する充てんポンプは、設計基準事故時の化学体積制御設備としてほう酸水を1次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、事象発生後に他の手段で冷却した後の炉心崩壊熱に見合った注入流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注水として使用する充てんポンプは、設計基準事故時の化学体積制御設備としてほう酸水を1次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p>
<p>余熱除去ポンプ</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注水として使用する余熱除去ポンプは、設計基準事故時の低圧注入系として1次系にほう酸水を注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なポンプ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p> <p>使用可能である場合に再循環運転として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として格納容器に溜まった水を1次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却システムを冷却するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</p>
<p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器</p>	<p>2次冷却系からの除熱として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、弁放出流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却システムを冷却するために必要なポンプ流量、弁放出流量及び蒸気流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p>

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて 1 セットに必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

47 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>加圧ポンプ車は、重大事故等時において、炉心注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は 2 セット 2 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を分散して保管する。</p> <p>中型ポンプ車は、重大事故等時において、炉心注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 1 台、代替補機冷却として必要な容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は、炉心注水用として 2 セット 2 台、代替補機冷却用として 2 セット 4 台、並びに故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 7 台を分散して保管する。</p>

2.4.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、余熱除去冷却器、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁</p>	<p>以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>（原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置）</p> <p>格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、余熱除去冷却器、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁</p> <p>高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置するか又は環境条件の変化を考慮した設計とする。</p> <p>格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。</p> <p>格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、淡水だけでなく海水も使用することから海水の影響を考慮した設計とするとともに、再循環運転時における保温材等のデブリの影響を考慮し、閉塞しない設計とする。</p> <p>格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、再生熱交換器、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプは、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムLOCA時の環境影響を受けない原子炉建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等時における非常用炉心冷却設備のポンプ有効水頭に係る評価等が示されている。（参照：「非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」）</p>
<p>格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、再生熱交換器及び蒸気発生器</p>	<p>（原子炉格納容器内に設置）</p> <p>格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、再生熱交換器及び蒸気発生器</p> <p>格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、淡水だけでなく海水も使用することから海水の影響を考慮した設計とするとともに、再循環運転時における保温材等のデブリの影響を考慮し、閉塞しない設計とする。</p> <p>蒸気発生器は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p>補足説明資料において、格納容器再循環サンプスクリーンに係る今後の検討課題及び海水注入後の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価等が示されている。（参照：「格納容器再循環スクリーンの今後の検討課題」、「海水注入後に再循環運転を仮定した際の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価」）</p>

補助給水タンク、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	<p>（屋外に設置） 補助給水タンク、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車</p> <p>中型ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。 補助給水タンク、中型ポンプ車、加圧ポンプ車は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。</p>
------------------------	--

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ	操作は中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ	操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。
主蒸気逃がし弁	操作は中央制御室で可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とすることを確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下である。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。

2.4.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ（B）	格納容器スプレイポンプ（B）及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注水を行う系統並びに格納容器スプレイポンプ（B）を使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とすることを確認した。 格納容器スプレイポンプ（B）は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	以下の設計方針であることを確認した。 代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを使用した代替炉心注水を行う系統、及び残存溶融デブリを冷却するために格納容器注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の燃料取替用水タンクを水源とする系統から切替えることなく、弁操作にて速やかに系統構成できる設計とする。 補助給水タンクを水源とする場合には弁操作及びディスタンスピース取替により速やかに切替えが可能な設計とする。 切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。また、重大事故等時の代替炉心注水から格納容器注水への切替えについても、弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。 代替格納容器スプレイポンプは、設置場所の開閉装置で操作が可能な設計とする。
充てんポンプ、格納容器スプレイ冷却器、再生熱交換器、燃料取替用水タンク、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン	以下の設計方針であることを確認した。 充てんポンプ、格納容器スプレイ冷却器、再生熱交換器及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注水を行う系統、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器を使用した2次冷却系から除熱を行う系統並びに格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用した再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 充てんポンプ、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。 主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、操作台を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とする。 充てんポンプ（B）の自己冷却ラインは、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。
高圧注入ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 高圧注入ポンプを使用した炉心注水を行う系統は、原子炉補機冷却水系統が健全である場合には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 原子炉補機冷却水系統が機能喪失した場合に高圧注入ポンプ（B）を使用した炉心注水を行う系統は、設計基準対象施設として使用する場合の系統から切替えることなく弁操作等により重大事故等対処設備として使用できる設計とする。 高圧注入ポンプは中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。
余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器	余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合に使用可能であれば使用し、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とすることを確認した。 余熱除去ポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁	代替再循環運転に使用する格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、設計基準対象施設としての再循環機能を有さないが、格納容器再循環サンプA隔離弁及び格納容器再循環サンプB隔離弁が閉塞した場合には、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁を開操作することで再循環ラインを構成

	<p>できる設計とすることを確認した。</p> <p>格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。</p>
--	---

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にてアウトリガの設置等により固定できる設計とする。</p> <p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を使用した代替炉心注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。</p> <p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の接続口との接続はフランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。</p> <p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。</p>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク、格納容器スプレイ冷却器、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、再生熱交換器、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁	<p>炉心注水に使用する格納容器スプレイポンプ、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク、格納容器スプレイ冷却器、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁及び再生熱交換器及び2次冷却系からの除熱に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統によりそれぞれ機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とし、試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とすることを確認した。</p>
燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	<p>燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とすることを確認した。また、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。</p>
格納容器スプレイポンプ、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁	<p>格納容器スプレイポンプ、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、分解が可能な設計とすることを確認した。</p>
格納容器スプレイ冷却器	<p>格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設けるとともに、非破壊検査が可能な設計とすることを確認した。</p>
再生熱交換器	<p>再生熱交換器は、応力腐食割れ対策、伝熱管の摩耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
蒸気発生器	<p>蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とすることを確認した。</p>

<p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。 また、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p>
<p>余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器</p>	<p>余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、格納容器再循環サンプを含まない循環ラインを用いた試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とすることを確認した。 また、余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とし、余熱除去冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とするとともに、非破壊検査が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン</p>	<p>格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第48条））

技術的能力基準 1.5 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 48 条及び第 43 条への適合性を確認する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第48条）

2.5.1 適合方針	48-2
(1) 設置許可基準規則への適合	48-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	48-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	48-3
a. 【フロントライン故障】 2次冷却系からの除熱（注水）	48-4
b. 【フロントライン故障】 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	48-4
c. 【フロントライン故障】 格納容器内自然対流冷却	48-5
d. 【フロントライン故障】 代替補機冷却	48-6
e. 【サポート系故障】 2次冷却系からの除熱（注水）	48-6
f. 【サポート系故障】 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）	48-7
g. 【サポート系故障】 格納容器内自然対流冷却	48-7
h. 【サポート系故障】 代替補機冷却	48-7
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	48-7
2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	48-9
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	48-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	48-10
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	48-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	48-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	48-10
2.5.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	48-11
2.5.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	48-12
2.5.3 環境条件等	48-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	48-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	48-13
2.5.4 操作性及び試験・検査性について	48-14
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	48-14
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	48-14

2.5.1 適合方針

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.5 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.5 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 【フロントライン故障】 2次冷却系からの除熱（注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプ ・ タービン動補助給水ポンプ ・ 補助給水タンク ・ 蒸気発生器 <p>b. 【フロントライン故障】 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁 <p>c. 【フロントライン故障】 格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環ユニット（A及びB） ・ 中型ポンプ車 ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）【58条】計装設備 ・ 軽油タンク 【57条】電源設備 ・ ミニローリー 【57条】電源設備 <p>d. 【フロントライン故障】 代替補機冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車 ・ 軽油タンク 【57条】電源設備 ・ ミニローリー 【57条】電源設備 <p>e. 【サポート系故障】 2次冷却系からの除熱（注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプ ・ タービン動補助給水ポンプ ・ 補助給水タンク ・ 蒸気発生器 ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 <p>f. 【サポート系故障】 2次冷却系からの除熱（蒸気放出）</p> <p>b. と同様の設備を使用。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>g. 【サポート系故障】格納容器内自然対流冷却 c. と同様の設備を使用。</p> <p>h. 【サポート系故障】代替補機冷却 d. と同様の設備を使用。</p> <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・ 原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設 ・ 海水取水口 【その他設備】非常用取水設備 ・ 海水取水路 【その他設備】非常用取水設備 ・ 海水ピット 【その他設備】非常用取水設備 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p> <p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>

<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、系統概略図（該当設備のみ）と技術的能力審査基準の系統概略図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が系統図に記載されていることを確認。</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 【フロントライン故障】2次冷却系からの除熱（注水）

<p>確認結果（伊方）</p>
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに給水処理設備の補助給水タンクを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水することで2次冷却系からの除熱により1次冷却系統を冷却できる設計とすることを確認した。
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定していることを確認した。</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第5.10.1 2次冷却系からの除熱（注水））と追補の概略系統図（第1.4.37図、44図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①に示す設備が概略系統図（1）（第5.10.1図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）</p>

b. 【フロントライン故障】2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

<p>確認結果（伊方）</p>
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（蒸気放出））として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし弁は、現場での入力による操作により、蒸気発生器2次側から最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第5.10.2図 2次冷却系からの除熱（蒸気放出））と追補の概略系統図（第1.2.13図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（2）（第5.10.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 【フロントライン故障】格納容器内自然対流冷却

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、格納容器換気空調設備の格納容器再循環ユニット（A及びB）、中型ポンプ車、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）【58条】、軽油タンク【57条】及びミニローリー【57条】を使用する。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる設計とする。
- ・格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。
- ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。
- ・中型ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第5.10.3図 格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）と追補の概略系統図（第1.5.3図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①に示す設備が系統概略図（3）（第5.10.3図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である原子炉格納施設の原子炉格納容器並びに非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

d. 【フロントライン故障】代替補機冷却

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、中型ポンプ車、軽油タンク【57条】及びミニローリー【57条】を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、高圧注入ポンプ（B）の補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。
- ・中型ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の（3）概略系統図（第5.10.3図 格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）と追補の概略系統図（第1.5.3図）が整合していることを確認した。

⑤ ①に示す設備が系統概略図（3）（第5.10.3図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

e. 【サポート系故障】2次冷却系からの除熱（注水）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水））として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに給水処理設備の補助給水タンク、蒸気発生器、空冷式非常用発電装置【57条】を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・補助給水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。
- ・全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 全交流動力電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第5.10.1 2次冷却系からの除熱（注水））と追補の概略系統図（第1.4.37図、44図）が整合していることを確認した。

⑤ ①に示す設備が概略系統図（1）（第5.10.1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である格納容器スプレイ冷却器並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

⑦ 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

f. 【サポート系故障】2次冷却系からの除熱（蒸気放出）

確認結果（伊方）

b. と同様であることを確認した。

g. 【サポート系故障】格納容器内自然対流冷却

確認結果（伊方）

c. と同様であることを確認した。

h. 【サポート系故障】代替補機冷却

確認結果（伊方）

d. と同様であることを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>① 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備することを確認。</p>	<p>①設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水）、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）、格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設けることを確認した。</p> <p>（以下、常設耐震重要重大事故防止設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器再循環ユニット（A及びB） ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ ・補助給水タンク ・蒸気発生器 ・主蒸気逃がし弁
<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>多様性及び独立性及び位置的分散については、「2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認。</p>
<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>② 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができることを確認。</p>	<p>②最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、重大事故等対処設備（2次冷却系からの除熱（注水）、2次冷却系からの除熱（蒸気放出）を用いて、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> <p>③ 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うことを確認。</p>	<p>③ 今回の申請で格納容器圧力逃がし装置は、設置しないため、対象外。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が配置図として示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク及び主蒸気逃がし弁</p>	<p>2次冷却系のフィードアンドブリードに用いるタービン動補助給水ポンプの駆動源を蒸気とし、電動補助給水ポンプの電源を代替電源からの給電とし、主蒸気逃がし弁はハンドルを設け手動操作とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源又は電源について多様性を有することを確認した。</p> <p>2次冷却系からの除熱に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク及び主蒸気逃がし弁は、最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、多様性を持つ設計とすることを確認した。</p>
<p>電動補助給水ポンプ</p>	<p>電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とすることにより、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とすることを確認した。</p>
<p>タービン動補助給水ポンプ</p>	<p>タービン動補助給水ポンプは、蒸気駆動とすることにより、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とすることを確認した。</p>
<p>主蒸気逃がし弁</p>	<p>主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて手動操作とすることにより、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とすることを確認した。</p>
<p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器及び補助給水タンク</p>	<p>タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、屋外の補助給水タンクは設計基準事故対処設備である海水ポンプと離れた位置に設置することにより位置的分散を図り、独立性を有することを確認した。</p> <p>具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器及び補助給水タンクは原子炉建屋内又は原子炉建屋屋上に設置することで、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重</p>

	大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。
格納容器再循環ユニット（A及びB）	格納容器再循環ユニット（A及びB）は原子炉格納容器内に設置することを確認した。 格納容器自然対流冷却に使用する格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう屋外の海水ポンプ並びに原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機と、位置的分散を図る設計とすることを確認した。 補足説明資料において、格納容器内自然対流冷却時の格納容器再循環ユニット性能評価が示されている。（参照：「格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について」）

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。48条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	格納容器内自然対流冷却に用いる中型ポンプ車は駆動源をディーゼル駆動とすることにより、設計基準事故対処設備である電動駆動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して駆動源について多様性を有していることを確認した。また、中型ポンプ車は海水ポンプに対して離れた屋外に保管することにより、設計基準事故対処設備である海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して位置的分散を図り、独立性を有することなどを確認した。 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。 格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する中型ポンプ車は、最終ヒートシンクへの熱の輸送に使用する電動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、駆動源を空冷式のディーゼル駆動とすることで、多様性を持つ設計とする。また、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源であるディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、駆動源を空冷式のディーゼル駆動とすることで、多様性を持つ設計とする。中型ポンプ車及び可搬型ホース等は、屋外の海水ポンプ並びに原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 くらげ等の海生生物からの影響に対し中型ポンプ車は予備を有する設計とする。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数箇所設置することとしている。48条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	中型ポンプ車の接続箇所は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、2箇所設置することを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

48条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	中型ポンプ車及び可搬型ホース等は、屋外の海水ポンプ並びに原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.5.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器	2次冷却系からの除熱に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）	格納容器内自然対流冷却に使用する格納容器再循環ユニット（A及びB）は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認したことを確認した。
中型ポンプ車	格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する中型ポンプ車は、通常時に接続先の系統と分離できること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること並びに車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。 中型ポンプ車は飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.5.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における2次冷却系からの除熱として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量、弁放出流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量、弁放出流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における格納容器内自然対流冷却として使用する格納容器再循環ユニット（A及びB）は、重大事故等時に崩壊熱による原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで、格納容器再循環ユニットでの圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができる伝熱容量を有する設計とすることを確認した。
補助給水タンク	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における2次冷却系からの除熱として使用する補助給水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分なタンク容量を有する設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

48条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	中型ポンプ車は、重大事故等時ににおいて格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却として同時に使用し、必要な容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は2セット4台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加え、合計5台を分散して保管することを確認した。

2.5.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁、 蒸気発生器、格納容器再循環ユニット（A及びB） 補助給水タンク、中型ポンプ車	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁 （原子炉格納容器内に設置） 蒸気発生器、格納容器再循環ユニット（A及びB） （屋外に設置） 補助給水タンク、中型ポンプ車
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、中型ポンプ車、蒸気発生器及び格納容器再循環ユニット（A及びB）	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器及び格納容器再循環ユニット（A及びB）は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とすることを確認した。 中型ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁の操作は、設置場所で手動ハンドル操作により可能な設計とすることを確認した。

48条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下である。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすることを確認した。

2.5.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）及び中型ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 格納容器再循環ユニット（A及びB）及び中型ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統及び中型ポンプ車を使用した代替補機冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。 切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。
主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁は、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、操作台を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とすることを確認した。
電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。

48条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。 中型ポンプ車の接続口はフランジ接続とし、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。 中型ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。 中型ポンプ車は、屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク及び蒸気発生	2次冷却系からの除熱（注水）に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク及び蒸気発生器は、他系統と独立した試験系統によりそれぞれ機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とすることを確認した。
主蒸気逃がし弁	2次冷却系からの除熱(蒸気放出)に使用する主蒸気逃がし弁は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、分解が可能な設計とすることを確認した。
蒸気発生器	蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。 伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とすることを確認した。
補助給水タンク	補助給水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）	格納容器内自然対流冷却に使用する格納容器再循環ユニット（A及びB）は、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認ができる設計とすることを確認した。 格納容器再循環ユニット（A及びB）は、内部の確認が可能なように点検口を設ける設計とすることを確認した。
中型ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する中型ポンプ車は、試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。 中型ポンプ車は、ポンプの取替又は分解が可能な設計とする。 車両として運転状態の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条））

技術的能力基準 1.6 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 49 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）

2.6.1 適合方針	49-2
（1）設置許可基準規則への適合	49-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	49-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	49-4
a. 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【フロントライン系故障】格納容器内自然対流冷却	49-4
b. 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【フロントライン系故障】代替格納容器スプレイ	49-5
c. 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【サポート系故障】格納容器内自然対流冷却	49-6
d. 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【サポート系故障】代替格納容器スプレイ	49-6
e. 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【フロントライン系故障】格納容器内自然対流冷却	49-7
f. 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【フロントライン系故障】代替格納容器スプレイ	49-7
g. 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【サポート系故障】格納容器内自然対流冷却	49-7
h. 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【サポート系故障】代替格納容器スプレイ	49-7
i. 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下 格納容器スプレイ	49-8
j. 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下 格納容器スプレイ再循環	49-8
（2）設置許可基準規則解釈への適合	49-9
2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	49-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	49-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	49-11
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	49-11
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	49-11
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	49-12
2.6.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	49-12
2.6.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	49-13
2.6.3 環境条件等	49-15
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	49-15
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	49-15
2.6.4 操作性及び試験・検査性について	49-16
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	49-16
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	49-17

2.6.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)</p> <p>第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.6 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.6 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <p>a. 【フロントライン系故障】格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環ユニット（A及びB） ・ 原子炉補機冷却水ポンプ ・ 原子炉補機冷却水冷却器 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク ・ 海水ポンプ ・ 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用） ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）【58 条計装設備】 <p>b. 【フロントライン系故障】代替格納容器スプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 補助給水タンク ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備 ・ 代替電気設備受電盤 【57 条】電源設備 ・ 代替動力変圧器 【57 条】電源設備 <p>c. 【サポート系故障】格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 ・ 格納容器再循環ユニット（A及びB） ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）【58 条計装設備】 <p>d. 【サポート系故障】代替格納容器スプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 補助給水タンク ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替電気設備受電盤 【57条】電源設備 ・ 代替動力変圧器 【57条】電源設備 <p>（2）格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> e. 【フロントライン故障】格納容器自然対流冷却 f. 【フロントライン系故障】代替格納容器スプレイ g. 【サポート系故障】格納容器内自然対流冷却 h. 【サポート系故障】代替格納容器スプレイ <p>上記 e. ～h. に該当する手順に用いる設備は、上記 a. ～d. と兼用していることを確認した。（49条解釈（2）兼用を参照）</p> <p>（3）原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下</p> <ul style="list-style-type: none"> i. 格納容器スプレイ <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ ・ 燃料取替用水タンク j. 格納容器スプレイ再循環 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ ・ 格納容器スプレイ冷却器 ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・ 海水ストレーナ ・ 原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設 ・ 海水取水口 【その他設備】非常用取水設備 ・ 海水取水路 【その他設備】非常用取水設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>・海水ピット 【その他設備】非常用取水設備</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項	
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>	
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>	
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>	
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>	

a. 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【フロントライン系故障】格納容器内自然対流冷却

確認結果（伊方）	
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、原子炉格納施設のうち格納容器換気空調設備の格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水設備の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器及び原子炉補機冷却水サージタンク、原子炉補機冷却海水設備の海水ポンプ、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）並びに可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <p>・海水ポンプを用いて原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を</p>	

接続して窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニット（A及びB）へ原子炉補機冷却水を通水できる設計とすることを確認した。

・格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とすることを確認した。

・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水入口及び出口配管に取付け冷却水温度を監視することにより、格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

③ 1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第9.5.1図 格納容器内自然対流冷却）と追補の概略系統図（第1.7.2図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第9.5.1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、流路として、原子炉補機冷却海水設備を構成する海水ストレーナ、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器、非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

b. 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【フロントライン系故障】代替格納容器スプレイ

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク、給水処理設備の補助給水タンク並びに空冷式非常用発電装置【57条】、代替電気設備受電盤【57条】及び代替動力変圧器【57条】を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

・燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とすることを確認した。

・代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とすることを確認した

（機能喪失の想定）

③ 1次冷却材喪失事象時において格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第9.5.2図 代替格納容器スプレイ）と追補の概略系統図（第1.6.2図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第9.5.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【サポート系故障】格納容器内自然対流冷却

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、中型ポンプ車、軽油タンク、ミニローリー、原子炉格納施設のうち格納容器換気空調設備の格納容器再循環ユニット（A及びB）及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）【58条】を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる設計とすることを確認した。
 - ・格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とすることを確認した。
 - ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とすることを確認した。
 - ・中型ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第9.5.3図 格納容器内自然対流冷却）と追補の概略系統図（1.7.5図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（3）（第9.5.3図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、原子炉格納施設の原子炉格納容器、非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

d. 炉心の著しい損傷防止のための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【サポート系故障】代替格納容器スプレイ

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク、給水処理設備の補助給水タンク並びに空冷式非常用発電装置【57条】、代替電気設備受電盤【57条】及び代替動力変圧器【57条】を使用することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に水を噴霧できる設計とすることを確認した。
 - ・代替格納容器スプレイポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第9.5.2図 代替格納容器スプレイ）と追補の概略系統図（第1.6.2図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第9.5.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

e. 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【フロントライン系故障】格納容器内自然対流冷却

確認結果（伊方）

a. 同じであることを確認した。

f. 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【フロントライン系故障】代替格納容器スプレイ

確認結果（伊方）

b. 同じであることを確認した。

g. 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【サポート系故障】格納容器内自然対流冷却

確認結果（伊方）

c. 同じであることを確認した。

h. 格納容器破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備【サポート系故障】代替格納容器スプレイ

確認結果（伊方）

d. 同じであることを確認した。

i. 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下 格納容器スプレイ

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより水を噴霧できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（4）（第9.5.4図 格納容器スプレイ）と追補の概略系統図（第1.7.1図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（4）（第9.5.4図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

j. 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下 格納容器スプレイ再循環

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器スプレイ再循環）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器並びに格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・格納容器再循環サンプを水源とする格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ冷却器を介して原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより水を噴霧できる設計とする。
 - ・格納容器再循環サンプスクリーンは、非常用炉心冷却設備のポンプ及び原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクによる原子炉格納容器内の冷却機能が喪失していない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（5）（第9.5.5図 格納容器スプレイ再循環）と追補の概略系統図（第1.4.19図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（5）（第9.5.5図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（1）重大事故等対処設備 a）設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。 ①設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失した場合における格納容器スプレイ代替注水設備が配備されていることを確認。</p>	<p>① 1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク、給水処理設備の補助給水タンク並びに空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器が配備されていることを確認した。</p>
<p>b）上記a）の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 ②格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認。</p>	<p>②多様性及び独立性及び位置的分散については、「2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認。</p>
<p>（2）兼用 a）第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防</p>	<p>③炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
止目的の設備は、同一設備であってもよい。	

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク 格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）及び海水ストレーナ及び中型ポンプ車	格納容器内自然対流冷却に用いる格納容器再循環ユニット（A及びB）は、設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、冷却方式が異なることから多様性を有していること、代替格納容器スプレイポンプ及び格納容器再循環ユニット（A及びB）は、それぞれ格納容器スプレイポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散を図り、独立性を有することを確認した。 （格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環） 格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン （代替格納容器スプレイ） 代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク （格納容器内自然対流冷却） 格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）及び海水ストレーナ （格納容器内自然対流冷却） 格納容器再循環ユニット（A及びB）及び中型ポンプ車 共通要因によって（格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環）及び（代替格納容器スプレイ）が、（格納容器内自然対流冷却）に対して同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる冷却、減圧手段を用いることで多様性を有するとともに、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）	格納容器再循環ユニット（A及びB）は原子炉格納容器内に設置することで、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）及び燃料取替用水タンク	原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）及び燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内において格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置することで、格納容器スプレイポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

<p>代替格納容器スプレイポンプ</p>	<p>代替格納容器スプレイに用いる代替格納容器スプレイポンプは、代替電源設備から給電することにより、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有することを確認した。</p> <p>具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプを使用した代替格納容器スプレイは、共通要因によって格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイと同時に機能を損なわないよう、代替格納容器スプレイポンプをディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電する設計とする。また、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプは原子炉建屋内に、格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプの水源は、原子炉建屋屋上に設置する補助給水タンクとすることで、原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンクと位置的分散を図る設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプを使用する代替格納容器スプレイ配管は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、補助給水タンクを水源とする場合は補助給水タンクから格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、格納容器スプレイポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却水系統は、格納容器スプレイポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。</p> <p>これらの系統の独立性及び位置的分散によって、格納容器スプレイポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。</p>
----------------------	---

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>中型ポンプ車</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>中型ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却は、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とする。具体的には、ディーゼル発電機を使用した電動ポンプである原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプに対して、中型ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで多様性を持つ設計とする。</p> <p>中型ポンプ車は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と離れた屋外において分散して保管及び設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>クラゲ等の海生生物からの影響に対し、海水ポンプは多重性を有する設計、中型ポンプ車は予備を有する設計とする。</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数箇所設置することとしている。49条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	接続箇所が、原子炉補助建屋内であるため対象外としていることを確認した。
中型ポンプ車	中型ポンプ車の接続箇所は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、2箇所設置することを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は原子炉補助建屋内において格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置することで、格納容器スプレイポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
中型ポンプ車	中型ポンプ車は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と離れた屋外において分散して保管及び設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.6.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び海水ストレーナ	格納容器内自然対流冷却に使用する原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び海水ストレーナは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）	格納容器再循環ユニット（A及びB）は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合には、弁操作等によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
中型ポンプ車	格納容器内自然対流冷却に使用する中型ポンプ車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること並びに車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	代替格納容器スプレイに使用する代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。 また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと補助給水タンクをディスタンスピースで分離する設計とすることを確認した。
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン	格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器並びに格納容器スプレイ再循環に使用する格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ及び中型ポンプ車	代替格納容器スプレイポンプ及び中型ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.6.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器再循環ユニット（A及びB）	格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における格納容器内自然対流冷却として使用する格納容器再循環ユニット（A及びB）は、重大事故等時に崩壊熱による原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水又は海水を通水させることで、格納容器再循環ユニットでの圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる伝熱容量を有する設計とすることを確認した。
原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び海水ポンプ	格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における格納容器内自然対流冷却として使用する原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び海水ポンプは、設計基準事故時の原子炉補機冷却水系統の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の原子炉補機冷却水流量が、炉心崩壊熱により加圧及び加熱された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な原子炉補機冷却水流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様のポンプ流量、伝熱容量、タンク容量で設計することを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ	代替格納容器スプレイポンプは、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有することを確認した。 格納容器スプレイポンプ又は燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における代替格納容器スプレイとして使用する代替格納容器スプレイポンプは、炉心崩壊熱により原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量に対して十分なポンプ流量を有する設計とすることを確認した。
格納容器スプレイポンプ	炉心の著しい損傷を防止及び原子炉格納容器の破損を防止するための格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環として使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱による炉心の著しい損傷を防止及び原子炉格納容器の損傷を防止するために必要なスプレイ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様のポンプ流量で設計することを確認した。
燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンク及び補助給水タンクは、炉心及び原子炉格納容器への注水量に対し、補助給水タンクを介して淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とすることを確認した。
格納容器スプレイ冷却器	原子炉格納容器スプレイ設備として使用する格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故時の格納容器スプレイ機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な伝熱容量に対して十分であるため設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び中型ポンプ車	格納容器再循環ユニット（A及びB）は、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有することを確認した。 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器内自然対流冷却として使用する格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び中型ポンプ車は、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水又は海水を通水させることで、格納容器再循環ユニットでの圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる伝熱容量を有する設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	代替格納容器スプレイを行うことにより原子炉格納容器内の放射性物質濃度を低下できることを確認した。 代替格納容器スプレイとして使用する代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクは、炉心の著しい損傷が発生した場合の圧力及び温度を低下させるために必要なスプレイ流量に対して十分なポンプ流量を有する設計とする。さらに、格納容器内自然対流冷却と併せて代替

	格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とすることを確認した。
--	--

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて 1 セットに必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

49 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、格納容器内自然対流冷却を実施する際に、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンク気相部を必要な圧力まで加圧できる容量を有するものを 1 セット 2 個使用する。保有数は 1 セット 2 個に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個を保有し、合計 3 個を保管することを確認した。
中型ポンプ車	<p>中型ポンプ車は、格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水を格納容器再循環ユニット（A及びB）へ通水できるものであること、中型ポンプ車は、2セット4台（バックアップを含め合計5台）を保有することを確認した。</p> <p>中型ポンプ車は、格納容器内自然対流冷却として必要な容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セット 4 台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 5 台を分散して保管することを確認した。</p>

2.6.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器スプレイポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、格納容器スプレイ冷却器、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）、代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） 原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器スプレイポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、格納容器スプレイ冷却器、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）、代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク
格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン	（原子炉格納容器内に設置） 格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン 再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。
補助給水タンク、海水ストレーナ、海水ポンプ、中型ポンプ車	（屋外に設置） 補助給水タンク、海水ストレーナ、海水ポンプ、中型ポンプ車 使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
代替格納容器スプレイポンプ	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすることを確認した。
海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び格納容器スプレイポンプ	操作は中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下である。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすることを確認した。
中型ポンプ車	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすることを確認した。

2.6.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び海水ストレージタンク	格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び海水ストレージタンクを使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とすることを確認した。 原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク	以下の設計方針であることを確認した。 代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から切替えることなく、弁操作にて速やかに系統構成できる設計とする。 補助給水タンクを水源とする場合には弁操作及びディスタンスピース取替により速やかに切替えが可能な設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。代替格納容器スプレイポンプは設置場所の開閉装置で操作が可能な設計とする。
中型ポンプ車及び格納容器再循環ユニット（A及びB）	以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車及び格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。 切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。
格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン	以下の設計方針であることを確認した。 格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用した格納容器スプレイ再循環を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とする。 格納容器スプレイポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	以下の設計方針であることを確認した。 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を使用した原子炉補機冷却水サージタンクへの窒素加圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えできる設計とする。 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の出口配管と窒素ガス供給配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の取付継手は、他の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用、格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用及びアニュラス排気系空気作動弁用）と同一形状とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

	窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。
中型ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。 中型ポンプ車の接続口はフランジ接続とし、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。 中型ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。 中型ポンプ車は、屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び海水ストレーナ	格納容器内自然対流冷却に使用する格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び海水ストレーナは、試験システムによりそれぞれ機能・性能及び漏えいの有無の確認ができる設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク	代替格納容器スプレイに使用する代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクは、試験システムにより機能・性能及び漏えいの有無の確認ができる設計とすることを確認した。
補助給水タンク	代替格納容器スプレイに使用する補助給水タンクは代替格納容器スプレイポンプとは独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。試験システムに含まれない系統については、悪影響防止のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、補助給水タンク及び燃料取替用水タンク	格納容器再循環ユニット（A及びB）は、内部の確認が可能なように点検口を設ける設計とする。 原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、補助給水タンク及び燃料取替用水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。
原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイポンプは、分解が可能な設計とすることを確認した。
原子炉補機冷却水冷却器	原子炉補機冷却水冷却器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とすることを確認した。
海水ストレーナ	海水ストレーナは、差圧確認が可能な設計とすることを確認した。
燃料取替用水タンク	燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とすることを確認した。
格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器	格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器は、多重性のある試験システムにより独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。 格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とすることを確認した。
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ラインへ窒素供給することにより機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力及び外観が確認できる設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン	格納容器スプレイ再循環に使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
中型ポンプ車	格納容器内自然対流冷却に使用する中型ポンプ車は、試験システムにより独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。 中型ポンプ車は、ポンプの取替又は分解が可能な設計とすることを確認した。 車両として運転状態の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条））

技術的能力基準 1.7 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 50 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条）

2.7.1 適合方針	50-2
(1) 設置許可基準規則への適合	50-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	50-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	50-3
a. 格納容器スプレイ	50-4
b. 格納容器内自然対流冷却	50-4
c. 代替格納容器スプレイ	50-5
d. 全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の格納容器内自然対流冷却	50-6
e. 全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の代替格納容器スプレイ	50-6
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	50-7
2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	50-9
a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）	50-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	50-9
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	50-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	50-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	50-10
2.7.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	50-10
2.7.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	50-12
2.7.3 環境条件等	50-14
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	50-14
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	50-14
2.7.4 操作性及び試験・検査性について	50-15
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	50-15
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	50-16

2.7.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備) 第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.7 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.7 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設けることを確認した。</p> <p>a. 格納容器スプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ ・ 燃料取替用水タンク <p>b. 格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環ユニット（A 及び B） ・ 原子炉補機冷却水ポンプ ・ 原子炉補機冷却水冷却器 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク ・ 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用） ・ 海水ポンプ ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）【58 条】計装設備 <p>c. 代替格納容器スプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 補助給水タンク ・ 空冷式非常用発電装置【57 条】電源設備 ・ 代替電気設備受電盤【57 条】電源設備 ・ 代替動力変圧器【57 条】電源設備 <p>d. 全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環ユニット（A 及び B） ・ 中型ポンプ車 ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）【58 条】計装設備 ・ 軽油タンク【57 条】電源設備 ・ ミニローリー【57 条】電源設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>e. 全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の代替格納容器スプレイ c. と同様の設備を使用。</p> <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・海水ストレーナ ・格納容器スプレイ冷却器 ・原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設 ・海水取水口 【その他設備】非常用取水設備 ・海水取水路 【その他設備】非常用取水設備 ・海水ピット 【その他設備】非常用取水設備 上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。 ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p> <p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>

<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS 圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA 時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 格納容器スプレイ

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより水を噴霧できる設計とする。
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる場合を想定していることを確認した。</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第9.6.1図 格納容器スプレイ）と追補の概略系統図（第1.7.1図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第9.6.1図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である格納容器スプレイ冷却器並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）</p>

b. 格納容器内自然対流冷却

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、原子炉格納施設のうち格納容器換気空調設備の格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水設備の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器及び原子炉補機冷却水サージタンク、原子炉補機冷却海水設備の海水ポンプ並びに窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）を使用することを確認した。</p>

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・海水ポンプを用いて原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を接続して窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニット（A及びB）に原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。
- ・格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第9.6.2図 格納容器内の自然対流冷却）と追補の概略系統図（第1.7.2図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第9.6.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、流路として、原子炉補機冷却海水設備を構成する海水ストレーナ、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器、非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 代替格納容器スプレイ

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク、給水処理設備の補助給水タンク並びに空冷式非常用発電装置【57条】、代替電気設備受電盤【57条】及び代替動力変圧器【57条】を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより水を噴霧できる設計とする。
- ・代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第9.6.3図 代替格納容器スプレイ）と追補の概略系統図（第1.6.2図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（3）（第9.6.3図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

d. 全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の格納容器内自然対流冷却

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、中型ポンプ車、軽油タンク【57条】、ミニローリー【57条】、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）【58条】及び原子炉格納施設のうち格納容器換気空調設備の格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・海を水源とする中型ポンプ車は、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニット（A及びB）へ海水を直接供給できる設計とする。
- ・格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構を有し、重大事故等時において、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。
- ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用）は、格納容器再循環ユニット（A及びB）冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、格納容器再循環ユニット（A及びB）を使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。
- ・中型ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（4）（第9.6.4図 格納容器内自然対流冷却）と追補の概略系統図（第1.7.5図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（4）（第9.6.4図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である原子炉格納施設の原子炉格納容器、非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

e. 全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の代替格納容器スプレイ

確認結果（伊方）

c. と同じであることを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備） 1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a) 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」として、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として使用することを確認した。</p>
<p>b) 上記 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	<p>今回の申請で格納容器圧力逃がし装置は、設置しないため、対象外。</p>
<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p>	
<p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p>	
<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	
<p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p>	
<p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p>	
<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p>	
<p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器 代替格納容器スプレイポンプ、補助給水タンク	<p>（格納容器スプレイ） 格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器 （代替格納容器スプレイ） 代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク</p>
格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）、海水ストレーナ及び中型ポンプ車	<p>（格納容器内自然対流冷却） 格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）及び海水ストレーナ （全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の格納容器内自然対流冷却） 格納容器再循環ユニット（A及びB）及び中型ポンプ車</p> <p>共通要因によって（格納容器スプレイ）及び（代替格納容器スプレイ）が、（格納容器内自然対流冷却）に対して同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる冷却、減圧手段を用いることで多様性を有するとともに、位置的分散を図る設計とすることを確認した。 海水ポンプは、クラゲ等の海生生物からの影響を考慮し、多重性を有する設計とする。</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備は無いが、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	<p>以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却は、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とする。具体的には、ディーゼル発電機を使用した電動ポンプである原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプに対して、中型ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで多様性を持つ設計とする。 中型ポンプ車は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と離れた屋外において分散して保管及び設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 中型ポンプ車はクラゲ等の海生生物からの異物の流入防止を考慮するとともに、予備を有する設計とする。</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備でないため、対象外としていることを確認した。
中型ポンプ車	中型ポンプ車の接続箇所は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、2箇所設置することを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は原子炉補助建屋内において格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置することで、格納容器スプレイポンプ及び屋外の海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
中型ポンプ車	中型ポンプ車は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と離れた屋外において分散して保管及び設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.7.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び海水ストレーナ	格納容器内自然対流冷却に使用する原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び海水ストレーナは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）	格納容器再循環ユニット（A及びB）は、交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合には、弁操作等によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
中型ポンプ車	格納容器内自然対流冷却に使用する中型ポンプ車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること並びに車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	代替格納容器スプレイに使用する代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。 放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと補助給水タンクをディスタンスピースで分離する設計とすることを確認した。

格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器、	格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器並びに格納容器スプレイ再循環に使用する格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ及び中型ポンプ車	代替格納容器スプレイポンプ及び中型ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.7.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止するために格納容器スプレイとして使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の原子炉格納容器の冷却による減圧機能と兼用している。 炉心の著しい損傷が発生した場合、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量で当該ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる。このため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。
燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンク及び補助給水タンクは、原子炉格納容器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、十分なタンク容量を有する設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）	格納容器再循環ユニット（A及びB）は、原子炉補機冷却水を通水することにより、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても、炉心崩壊熱による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有することを確認した。 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止するために格納容器内自然対流冷却として使用する格納容器再循環ユニット（A及びB）は、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水又は海水を通水させることで、格納容器再循環ユニットでの圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる伝熱容量を有する設計とすることを確認した。
原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び海水ポンプ	炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止するために格納容器内自然対流冷却として使用する原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び海水ポンプは、設計基準事故時の原子炉補機冷却水系統の機能と兼用しており、設計基準事故時のポンプ流量、伝熱容量及びタンク容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要なポンプ流量、伝熱容量及びタンク容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ	炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止するために代替格納容器スプレイとして使用する代替格納容器スプレイポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合の圧力及び温度を低下させるために必要なポンプ流量を有する設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンク気相部を必要な圧力まで加圧できる容量を確保することを確認した。 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、格納容器内自然対流冷却を実施する際に、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンク気相部を必要な圧力まで加圧できる容量を有するものを1セット2個使用する。保有数は1セット2個に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を保有し、合計3個を保管することを確認した。

<p>中型ポンプ車</p>	<p>中型ポンプ車は、格納容器内自然対流冷却を行うために必要な量の水を格納容器再循環ユニットへ通水できるものであること、中型ポンプ車は、2セット4台（バックアップを含め、合計5台）を保有することを確認した。</p> <p>中型ポンプ車は、格納容器内自然対流冷却として必要な容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は2セット4台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計5台を分散して保管することを確認した。</p>
---------------	--

2.7.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器スプレイ冷却器、代替格納容器スプレイポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び燃料取替用水タンク	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） 格納容器スプレイポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、格納容器スプレイ冷却器、代替格納容器スプレイポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び燃料取替用水タンク
格納容器再循環ユニット（A及びB）	（原子炉格納容器内に設置） 格納容器再循環ユニット（A及びB）
補助給水タンク、海水ポンプ、海水ストレーナ、中型ポンプ車	（屋外に設置） 補助給水タンク、海水ポンプ、海水ストレーナ、中型ポンプ車

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプ	操作は中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
海水ポンプ	
中型ポンプ車	
代替格納容器スプレイポンプ	操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。 中型ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	
原子炉補機冷却水冷却器、海水ポンプ及び海水ストレーナ	常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とすることを確認した。
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環ユニット（A及びB）、代替格納容器スプレイポンプ及び補助給水タンク	淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とすることを確認した。

2.7.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器	格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器を使用した格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とすることを確認した。格納容器スプレイポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び海水ストレーナ	格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び海水ストレーナを使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とすることを確認した。原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク	代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から切替えることなく、弁操作にて速やかに系統構成できる設計とすることを確認した。 代替格納容器スプレイポンプは設置場所の開閉装置で操作が可能な設計とすることを確認した。
補助給水タンク	補助給水タンクを水源とする場合には弁操作及びディスタンスピース取替により速やかに切替えが可能な設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）及び中型ポンプ車	格納容器再循環ユニット（A及びB）及び中型ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えできる設計とすることを確認したことを確認した。 切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とすることを確認したことを確認した。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	以下の設計方針であることを確認した。 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を使用した原子炉補機冷却水サージタンクへの窒素加圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えできる設計とする。 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の出口配管と窒素ガス供給配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）の取付継手は、他の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用、格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用及びアニュラス排気系空気作動弁用）と同一形状とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。
中型ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。

	<p>中型ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>中型ポンプ車の接続口はフランジ接続とし、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。</p> <p>中型ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。</p> <p>中型ポンプ車は、屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。</p>
--	--

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器	格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は、試験系統によりそれぞれ機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び海水ストレーナ	格納容器内自然対流冷却に使用する格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び海水ストレーナは、試験系統によりそれぞれ機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク	代替格納容器スプレイに使用する代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクは、試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。
補助給水タンク	代替格納容器スプレイに使用する補助給水タンクは代替格納容器スプレイポンプとは独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。 試験系統に含まれない系統については、悪影響防止のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。
格納容器スプレイポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプは、分解が可能な設計とすることを確認した。
原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び補助給水タンク	原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び補助給水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。 原子炉補機冷却水冷却器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とすることを確認した。
燃料取替用水タンク	燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とすることを確認した。 また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。
格納容器再循環ユニット（A及びB）	格納容器再循環ユニット（A及びB）は、内部の確認が可能なように点検口を設ける設計とすることを確認した。
海水ストレーナ	海水ストレーナは、差圧確認が可能な設計とすることを確認した。
格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク用）は、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ラインへ窒素供給することにより機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。ポンペは規定圧力及び外観の確認ができる設計とすることを確認した。

<p>中型ポンプ車</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。 格納容器内自然対流冷却に使用する中型ポンプ車は、試験システムにより独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 中型ポンプ車は、ポンプの取替又は分解が可能な設計とする。 車両として運転状態の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。</p>
---------------	---

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（第51条））

技術的能力基準 1.8 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 51 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（第51条）

2.8.1 適合方針	51-2
(1) 設置許可基準規則への適合	51-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	51-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	51-3
a. 格納容器スプレイ	51-4
b. 代替格納容器スプレイ	51-4
c. 全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の代替格納容器スプレイ	51-5
d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備【47条】	51-5
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	51-5
2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	51-6
a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）	51-6
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	51-7
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	51-7
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	51-7
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	51-7
2.8.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	51-8
2.8.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	51-9
2.8.3 環境条件等	51-10
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	51-10
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	51-10
2.8.4 操作性及び試験・検査性について	51-11
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	51-11
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	51-11

2.8.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備) 第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.8 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.8 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1)原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に用いる設備 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するための設備として以下の原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。</p> <p>a. 格納容器スプレイ ・ 格納容器スプレイポンプ ・ 燃料取替用水タンク</p> <p>b. 代替格納容器スプレイ ・ 代替格納容器スプレイポンプ ・ 燃料取替用水タンク ・ 補助給水タンク ・ 空冷式非常用発電装置【57 条】電源設備 ・ 代替電気設備受電盤【57 条】電源設備 ・ 代替動力変圧器【57 条】電源設備</p> <p>c. 全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の代替格納容器スプレイ b. と同様の設備を使用。</p> <p>(2)熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備【47 条】 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備として重大事故等対処設備（炉心注水及び代替炉心注水）を設けることを確認した。 これらの設備は、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47 条】」と同じであるため、【47 条】にて記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイ冷却器 ・ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p>
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 格納容器スプレイ

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び空冷式非常用発電装置を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通管及び連通口を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。（注：連通管及び連通口は、建屋構造であるため重大事故等対処設備としていない） ・格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 使用条件として炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第9.7.1図 格納容器スプレイ）と追補の概略系統図（第1.8.1図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第9.7.1図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として設計基準事故対処設備である格納容器スプレイ冷却器並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）</p>

b. 代替格納容器スプレイ

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 原子炉格納容器下部注水設備（代替格納容器スプレイ）として、代替格納容器スプレイポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク、給水処理設備の補助給水タンク並びに空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <p>格納容器スプレイ水が格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ格納容器最下部フロアまで流下し、さらに連通管及び連通口を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水タンク又は補助給水タンクを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水し、代替格納容器スプレイ水が原子炉格納容器とフロア最外周部間の隙間等を通じ原子炉格納容器最下階フロアまで流下し、さらに連通管及び連通口を経由して原子炉下部キャビティへ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる設計とする。 ・代替格納容器スプレイポンプは、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由し

て給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第9.7.2図 代替格納容器スプレイ）と追補の概略系統図（第1.8.2図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第9.7.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 全交流動力電源及び原子炉補機冷却水冷却機能が喪失した場合の代替格納容器スプレイ

確認結果（伊方）

b.と同様。

d. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備【47条】

確認結果（伊方）

【47条】にて記載。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈）</p> <p>第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）</p> <p>1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>①原子炉格納容器下部注水設備を整備することを確認。</p>	<p>①原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するための設備として原子炉格納容器下部注水設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を整備することを確認した。</p>
<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>②原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>②について以下のとおり、原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、補助給水タンクを水源とする場合は補助給水タンクから格納容器スプレイ配管との合流点まで互いに、共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有し、位置的分散を図った設計とする。</p>
<p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>③当該設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とし、代替格納容器スプレイポンプは、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を経由して給電できる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。また、格納容器スプレイノズルから原子炉下部キャビティへの建屋内の構造上の流路として、連通管及び連通口を設けることで、多重性を持った設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置が示され（参照：「配置図」）、原子炉下部キャビティへ通じる連通管及び連通口への流入経路及び水位監視対策等が示されている。（参照：「原

「子炉下部キャビティへの連通管について」)

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
代替格納容器スプレイポンプ	<p>代替格納容器スプレイポンプは、代替電源設備から給電されるため、非常用電源設備から給電される設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプに対して、電源について多様性を有すること、代替格納容器スプレイポンプは設計基準事故対処設備の格納容器スプレイポンプが設置されている原子炉補助建屋とは異なる原子炉建屋に設置されることにより設計基準事故対処設備に対する位置的分散が図られ、独立性を有すること、代替格納容器スプレイポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備の空冷式非常用発電装置から給電が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水は、格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を有する空冷式非常用発電装置から給電するとともに、空冷式非常用発電装置からの電源供給ラインはディーゼル発電機に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>燃料取替用水タンク及び補助給水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水に対して、異なる水源を持つ設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる原子炉建屋内に設置し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る。</p>
燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	<p>燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に、補助給水タンクは原子炉建屋屋上に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図ることを確認した。</p>
格納容器スプレイポンプ	<p>格納容器スプレイポンプは、多重性を持ったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とすることを確認した。</p>
格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器下部注水において格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイポンプは、共通要因によって同時に機能を損なわないようディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備と格納容器スプレイポンプを使用した原子炉格納容器下部注水設備は、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から格納容器スプレイ配管との合流点まで、補助給水タンクを水源とする場合は補助給水タンクから格納容器スプレイ配管との合流点まで互いに、共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有し、位置的分散を図った設計とする。</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。

51条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

2.8.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器	格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	以下の設計方針であることを確認した。 代替格納容器スプレイに使用する代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び補助給水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水から代替格納容器スプレイへの切替えの際においても、他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統構成が可能な設計とする。 代替格納容器スプレイポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
燃料取替用水タンクと補助給水タンク	放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと補助給水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。

2.8.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用している。炉心の著しい損傷が発生した場合、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量で当該ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイし、連通管及び連通口のいずれか一方でもスプレイ水が流入することで、熔融炉心が落下するまでに、原子炉下部キャビティに十分な水量を蓄水できる。したがって、当該ポンプは設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。
燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンク及び補助給水タンクは、原子炉格納容器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、十分なタンク容量を有する設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ	炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために代替格納容器スプレイとして使用する代替格納容器スプレイポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において代替格納容器スプレイとして、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要なポンプ流量に対して十分なポンプ流量を有する設計とすることを確認した。

2.8.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。また、格納容器スプレイノズルから原子炉下部キャビティへの建屋内の構造上の流路として、連通管及び連通口を設け、熔融炉心の堆積及び保温材等のデブリの影響を考慮し、閉塞しない設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の環境条件等に関わる配置が示され（参照：「配置図」）、連通管及び連通口のデブリ対策（参照：「原子炉下部キャビティへの連通管について」）等が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、 格納容器スプレイ冷却器及び代替格納容器スプレイポンプ	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） 格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器及び代替格納容器スプレイポンプ
補助給水タンク	（屋外） 補助給水タンク
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、 格納容器スプレイ冷却器、代替格納容器スプレイポンプ及び補助給水タンク	格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、代替格納容器スプレイポンプ及び補助給水タンクは、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ	操作は中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ	操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。

2.8.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とすること、本来の用途以外の用途として使用する設備は通常時に使用する系統から速やかに切替操作可能な設計とすること、可搬型重大事故等対処設備を接続するものについては容易かつ確実に接続できる設計とするとともに、屋内及び屋外において可搬型重大事故等対処設備を保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬できる経路を確保すること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器	格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器を使用した格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とすることを確認した。格納容器スプレイポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク	代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から切替えることなく、弁操作にて速やかに系統構成できる設計とすることを確認した。代替格納容器スプレイポンプは設置場所の開閉装置で操作が可能な設計とすることを確認した。
燃料取替用水タンク及び補助給水タンク	燃料取替用水タンクから補助給水タンクへの水源の切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示され（参照：「試験・検査説明資料」）、原子炉下部キャビティへ通じる連通口は開閉が確認できる設計とすることが示されている。（参照：「原子炉下部キャビティへの連通管について」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器	格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は、試験系統によりそれぞれ機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク	代替格納容器スプレイに使用する代替格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクは、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認ができる設計とすることを確認した。
補助給水タンク	格納容器スプレイに使用する補助給水タンクは、放射性物質を含む系統とは独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。 補助給水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。
格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイポンプ及び代替格納容器スプレイポンプは、分解が可能な設計とすることを確認した。
格納容器スプレイ冷却器	格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とし、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とすることを確認した。
燃料取替用水タンク	燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とし、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（第52条））

技術的能力基準1.9で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第52条及び第43条への適合性を確認する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（第52条）

2.9.1 適合方針	52-2
（1）設置許可基準規則への適合	52-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	52-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	52-3
a. 静的触媒式水素再結合装置	52-4
b. イグナイタ	52-4
c. 格納容器水素濃度計測装置	52-5
（2）設置許可基準規則解釈への適合	52-6
2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	52-7
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	52-7
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	52-7
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	52-8
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	52-8
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	52-8
2.9.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	52-8
2.9.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	52-10
2.9.3 環境条件等	52-12
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	52-12
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	52-12
2.9.4 操作性及び試験・検査性について	52-13
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	52-13
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	52-14

2.9.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備) 第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.9 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.9 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1)水素濃度低減</p> <p>a. 静的触媒式水素再結合装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 静的触媒式水素再結合装置 ・ 静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置 ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備 <p>b. イグナイタ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ イグナイタ ・ イグナイタ作動温度計測装置 ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備 <p>(2) 水素濃度監視</p> <p>c. 水素濃度監視</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器水素濃度計測装置 ・ 格納容器水素濃度計測装置 ・ 可搬型代替冷却水ポンプ ・ 代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置 ・ 窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用） ・ 中型ポンプ車 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備 <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設 ・海水取水口 【その他設備】非常用取水設備 ・海水取水路 【その他設備】非常用取水設備 ・海水ピット 【その他設備】非常用取水設備 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p>
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 静的触媒式水素再結合装置

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、静的触媒式水素再結合装置を使用し、作動状況確認のため静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置を使用することを確認した。また、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置には、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度制御設備（水素濃度低減）は、水素ガスを原子炉格納容器外に排出することなく水素濃度を低減できる設計とする。 ・静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる設計とする。 ・静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置は中央制御室にて静的触媒式水素再結合装置の作動状況を温度上昇により確認できる設計とする。 ・静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第9.8.1図 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減）と追補の概略系統図（第1.9.1図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第9.8.1図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）</p>

b. イグナイタ

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 水素濃度制御設備（水素濃度低減）として、イグナイタを使用し、作動状況確認のためイグナイタ作動温度計測装置を使用することを確認した。また、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度制御設備（水素濃度低減）は、水素ガスを原子炉格納容器外に排出することなく水素濃度を低減できる設計とする。 ・イグナイタは、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる設計とする。 ・イグナイタ作動温度計測装置は中央制御室にてイグナイタの作動状況を温度上昇により確認できる設計とする。 ・イグナイタ及びイグナイタ作動温度計測装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p>

③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第9.8.2図 イグナイタによる水素濃度低減）と追補の概略系統図（第1.9.2図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第9.8.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 格納容器水素濃度計測装置

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として以下の監視設備（水素濃度監視）を設ける。
監視設備（水素濃度監視）として、格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置、窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）、中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを使用し、格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置には、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・格納容器水素濃度計測装置及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、事故後サンプリング設備に接続することで、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を格納容器水素濃度計測装置で測定し、中央制御室にて原子炉格納容器内の水素濃度を監視できる設計とする。
- ・全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型代替冷却水ポンプを原子炉補機冷却水系に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。
- ・窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）は、格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁に窒素を供給できる設計とする。
- ・24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として海を水源とする中型ポンプ車は、サンプリングガスの冷却系統へ海水を直接供給できる設計とする。
- ・格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。
- ・中型ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を測定する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第9.8.3図、第9.8.4図 水素濃度監視）と追補の概略系統図（第1.9.3図、第1.9.4図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（3）（第9.8.3図、第9.8.4図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備電源として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備） 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p><BWR> a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	
<p><PWRのうち必要な原子炉> b) 水素濃度制御設備を設置すること。 c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。 e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>① 水素濃度制御設備として、以下を設置することを確認した。 a. 静的触媒式水素再結合装置（水素濃度低減） b. イグナイタ（水素濃度低減）</p>
<p>①水素濃度制御設備を設置することを確認。</p>	<p>補足説明資料において、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの性能、構造等が示されている（参照：「静的触媒式水素再結合装置、イグナイタについて」）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>②水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けることを確認。</p> <p>③炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置することを確認。</p> <p>④これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>② 水素濃度制御設備（水素濃度低減）は、水素ガスを原子炉格納容器外に排出することなく水素濃度を低減できる設計としているため、本要求は対象外であることを確認した。</p> <p>③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための監視設備（水素濃度監視）を設けることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、水素濃度計の測定原理、計測範囲等が示されている（参照：「原子炉格納容器の水素濃度測定について」）</p> <p>④静的触媒式水素再結合装置（PAR）作動温度計測装置、イグナイタ、イグナイタ作動温度計測装置、格納容器水素濃度計測装置等は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置、イグナイタ、イグナイタ作動温度計測装置</p>	<p>常設重大事故防止設備としての要求は無いが、以下を考慮していることを確認した。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置、イグナイタ、イグナイタ作動温度計測装置は、共通要因によって機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とすることを確認した。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備にて記載。</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備は無いが、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
中型ポンプ車	中型ポンプ車は、クラゲ等の海生生物からの異物の流入防止を考慮するとともに、予備を有する設計とすることを確認した。
格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置	格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、共通要因によって機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とすることを確認した。 電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備にて記載。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	中型ポンプ車の接続箇所は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、2箇所設置することを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

52条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等は無いため、対象外としていることを確認した。

2.9.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
静的触媒式水素再結合装置（PAR）	PAR及びイグナイタは、作動時の水素燃焼による温度上昇が重大事故等対処に必要な他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、それぞれの温度監視装置は水素処理能力へ悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。 以下の設計方針であることを確認した。 水素濃度低減に使用する静的触媒式水素再結合装置は、他の設備から独立した設計とする。 静的触媒式水素再結合装置は、重大事故等時の原子炉格納容器内における作動時の水素燃焼による温度上昇が他の重大事故等対処に重要となる設備に悪影響のない設計とする。 静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置は、静的触媒式水素再結合装置の水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とするとともに、重大事故等対処設備として独立して使用する系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
イグナイタ	以下の設計方針であることを確認した。 水素濃度低減に使用するイグナイタは、通常時は開閉器を投入せず、重大事故等時は開閉器を投入して重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 イグナイタは、重大事故等時の原子炉格納容器内における作動時の水素燃焼による温度上昇が他の重大事故等対処に重要となる設備に悪影響のない設計とする。イグナイタ作動温度計測装置は、イグナイタの水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とするとともに、重大事故等対処設備として独立して使用する系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

<p>格納容器水素濃度計測装置、 可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気 ガスサンプリング圧縮装置、窒素ポンベ（格納容器 ガスサンプリングライン空気作動弁用）</p>	<p>水素濃度を計測するための格納容器水素濃度計測装置等は通常時には接続先の系統から分離され重大事故等発生時には系統構成可能とすること並びに設置場所にて固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。 水素濃度監視に使用する格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、通常時は接続先の系統と分離すること、重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること及び設置場所にて固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。 水素監視設備に使用する窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）は、通常時は接続先の系統と分離すること、重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
<p>中型ポンプ車</p>	<p>水素濃度監視に使用する中型ポンプ車は、通常時は接続先の系統と分離すること、重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること及び車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
<p>可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガス サンプリング圧縮装置及び中型ポンプ車</p>	<p>可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置及び中型ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>

2.9.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
静的触媒式水素再結合装置（PAR）	<p>PARは、水素の効率的な低減を考慮して原子炉格納容器内に分散させた配置とし、水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても水素濃度を低減できる設計とすること、イグナイタは、水素を計画的に燃焼させ、水素濃度ピークを抑制するため、水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路及び上部ドーム部に配置する設計とすることを確認した。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の水素濃度を低減するために使用する静的触媒式水素再結合装置は、原子炉格納容器内の水素の効率的な除去を考慮して原子炉格納容器内に分散させた配置とし、水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度を低減できる容量を有する設計とすることを確認した。</p>
イグナイタ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の水素濃度を低減するために使用するイグナイタは、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを抑制するため、水素放出の想定箇所に加えその隣接区画、水素の主要な通過経路及び上部ドーム部に配置し、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度を低減できる設計とすることを確認した。</p>
静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置及びイグナイタ作動温度計測装置	<p>静的触媒式水素再結合装置の作動状況確認のために使用する静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置及びイグナイタの作動状況確認のために使用するイグナイタ作動温度計測装置は、炉心損傷時の静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの作動時に想定される温度範囲を計測できる設計とすることを確認した。</p>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器水素濃度計測装置、 可搬型代替冷却水ポンプ、 代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置、 窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>格納容器水素濃度計測装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合の、原子炉格納容器内の水素濃度を測定できる計測範囲を有する設計とする。</p> <p>可搬型代替冷却水ポンプは、原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水系統の保有水を事故後サンプリング設備に送水することでサンプリングガスを冷却し、計測可能な温度範囲に収めることができる容量を有する設計とする。</p> <p>原子炉補機冷却水系統は24時間以上冷却可能な保有水量を有する設計とする。</p> <p>代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、サンプリングガスを原子炉格納容器内に戻すことができる吐出圧力を有する設計とする。</p> <p>格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置の保有数は、1セット1個に故障時及び保守点検による待機除外のバックアップ用として1個を加えた合計2個を保管する。</p> <p>窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）は、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管容積分の加圧及び弁作動回数を考慮した容量に対して十分な容量を有したのものとして1セット2個を使用する。保有数は、1セット2個に故障時及び保守点検による待機除外のバックアップ用として1個を加えた合計3個を保管する。</p>

<p>中型ポンプ車</p>	<p>中型ポンプ車は、事故後サンプリング設備への海水が供給可能となった以降の冷却機能を担い、計測可能な温度範囲に収めることができる容量を有する設計とすることを確認した。</p> <p>中型ポンプ車は、水素濃度監視として必要な容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は2セット4台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計5台を分散して保管することを確認した。</p>
---------------	--

2.9.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置、窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） 格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置、窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）
静的触媒式水素再結合装置、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置、イグナイタ及びイグナイタ作動温度計測装置	（原子炉格納容器内に設置） 静的触媒式水素再結合装置、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置、イグナイタ及びイグナイタ作動温度計測装置
中型ポンプ車	（屋外に設置） 中型ポンプ車 使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
イグナイタ	操作は遮へい区域内である中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置、窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすることを確認した。
中型ポンプ車	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすることを確認した。

2.9.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
静的触媒式水素再結合装置、イグナイタ、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置及びイグナイタ作動温度計測装置	以下の設計方針であることを確認した。 静的触媒式水素再結合装置、イグナイタ、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置及びイグナイタ作動温度計測装置は、重大事故等が発生した場合でも、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。 イグナイタは、中央制御室で操作が可能な設計とする。 格納容器水素濃度計測装置の指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置	以下の設計方針であることを確認した。 格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置を使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。 切替えに伴う接続作業は、簡便な接続規格とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。 可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置の電源ケーブルの接続はコネクタとし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。 格納容器水素濃度計測装置の計装ケーブルの接続はコネクタとし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。 可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。 格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、台車により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固定できる設計とする。 格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。
窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）	以下の設計方針であることを確認した。 窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）を使用した空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。 窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）の出口配管と制御用空気供給配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。 窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）の取付継手は、他の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用、原子炉補機冷却水サージタンク用及びアニュラス排気系空気作動弁用）と同一形状とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。 窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）は、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。
中型ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車を使用したサンプリングガスの冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えら

	<p>れる設計とする。</p> <p>中型ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>中型ポンプ車の接続口は、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて確実に可搬型ホースを接続できる設計とする。</p> <p>中型ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。</p> <p>中型ポンプ車は、屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。</p>
--	--

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
静的触媒式水素再結合装置及び静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>水素濃度低減に使用する静的触媒式水素再結合装置は、触媒の外観の確認及び機能・性能の確認を行うため、触媒が取り出しできる設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置は、外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置は、特性の確認及び校正が可能なように、模擬入力ができる設計とする。</p>
イグナイタ及びイグナイタ作動温度計測装置	<p>水素濃度低減に使用するイグナイタは、機能・性能の確認が可能なように、抵抗及び電圧を測定できる設計とすることを確認した。</p> <p>イグナイタ作動温度計測装置は、特性の確認及び校正が可能なように、模擬入力ができる設計とすることを確認した。</p>
可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置	<p>水素濃度監視に使用する可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、試験系統での運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とすることを確認した。</p> <p>可搬型代替冷却水ポンプ及び代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置は、取替又は分解が可能な設計とすることを確認した。</p>
格納容器水素濃度計測装置	<p>水素濃度監視に使用する格納容器水素濃度計測装置は、特性確認及び校正が可能なように、模擬入力ができる設計とすることを確認した。</p>
窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）	<p>水素濃度監視に使用する窒素ポンベ（格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）は、格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁駆動用空気配管への窒素の供給により、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。窒素ポンベは規定圧力及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
中型ポンプ車	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>水素濃度監視に使用する中型ポンプ車は、試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>中型ポンプ車は、ポンプの取替又は分解が可能な設計とする。</p> <p>車両として運転状態の確認が可能な設計とするとともに外観の確認が可能な設計とする。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（第53条））

技術的能力基準 1.10 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第53条及び第43条への適合性を確認する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（第53条）

2.10.1 適合方針	53-2
(1) 設置許可基準規則への適合	53-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	53-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	53-3
a. アニュラス空気再循環設備による水素排出	53-3
b. 水素濃度監視	53-4
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	53-5
2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	53-7
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	53-7
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	53-7
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	53-7
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	53-7
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	53-7
2.10.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	53-8
2.10.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	53-9
2.10.3 環境条件等	53-10
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	53-10
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	53-10
2.10.4 操作性及び試験・検査性について	53-11
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	53-11
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	53-11

2.10.1 適合方針

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備） 第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.10 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.10 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>（1）水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>a. アニュラス空気再循環設備による水素排出</p> <p>a-1. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アニュラス排気ファン ・ アニュラス排気フィルタユニット <p>a-2. 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アニュラス排気ファン ・ アニュラス排気フィルタユニット ・ 窒素ボンベ（アニュラス排気系空気作動弁用） ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備 <p>b. 水素濃度監視</p> <p>b-1. アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置による水素濃度測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置 ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備 <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機【57 条】電源設備 ・ 原子炉格納容器排気筒 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43 条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS 圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA 時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. アニュラス空気再循環設備による水素排出

確認結果（伊方）
<p>a-1: 交流動力電源及び直流電源が健全である場合に用いる設備</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 水素排出設備（アニュラス空気再循環設備による水素排出）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アニュラス排気ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することによりアニュラス部に水素が滞留しない設計とする。 <p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 交流動力電源及び直流電源が健全である場合を想定していることを確認した。</p> <p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第9.9.1図 アニュラスからの水素排出（交流動力電源及び直流電源健全））と追補の概略系統図（第1.10.1図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第9.9.1図）に記載されていることを確認した。</p>

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として使用する格納容器排気筒を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

a-2: 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に用いる設備

（設備の目的）

- ① 水素排出設備（アニュラス空気再循環設備による水素排出）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニット並びに窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・アニュラス排気ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することによりアニュラス部に水素が滞留しない設計とする。
 - ・アニュラス排気ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、アニュラス排気系空気作動弁は、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）により代替空気を供給し、空冷式非常用発電装置によりアニュラス排気系空気作動弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第9.9.2図 アニュラスからの水素排出（交流動力電源又は直流電源喪失））と追補の概略系統図（第1.10.2図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第9.9.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として使用する格納容器排気筒を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

b. 水素濃度監視

確認結果（伊方）

b-1: アニュラス水素濃度(AM)計測装置による水素濃度測定

（設備の目的）

- ① 監視設備（水素濃度監視）として、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で計測できるアニュラス水素濃度(AM)計測装置を使用することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、アニュラス排気ダクトを経由して採取したアニュラス部の雰囲気ガスの水素濃度を測定できる設計とする。
- ・アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいした水素の濃度を測定する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第9.9.3図 水素濃度監視）と追補の概略系統図（第1.10.4図）が整合していることを確認した。
 ⑤ ①で示す設備が概略系統図（3）（第9.9.3図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機、流路として使用する格納容器排気筒を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備） 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。 ① 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置することを確認。</p>	<p>① アニュラス排気ファン等は、格納容器破損防止対策の有効性評価に用いている格納容器漏えい率（0.16%/日）等を条件として評価した結果により、アニュラス内水素濃度を可燃限界未満とすることができる排出容量を確保していることを確認した。 ・アニュラス排気ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする水素等を含む気体を吸引し、アニュラス排気フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することによりアニュラス部に水素が滞留しない設計とする。 ・アニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットは、格納容器内自然対流冷却、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の温度・圧力低下機能並びに静的触媒式水素再結合装置（PAR）及びイグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減機能が相まって、アニュラス部を可燃限界濃度未満にして水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する容量を有する設計とする。 補足説明資料において、アニュラス部の水素濃度評価（アニュラス排気に期待しない場合）が示されており、格納容器漏えい率を0.16%/日とし、PAR及びイグナイタの水素処理及びアニュラス排気ファンの排気機能に期待しない場合を想定しても、7日後のアニ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>ユラス部水素濃度はドライ換算濃度で1.5vol%程度であり、可燃限界未満であることを確認した。</p> <p>また、アニュラス排気フィルタユニットにおける放射性物質の低減について示されており、総合除去効率は、微粒子フィルタで99%以上（0.7μm粒子）、よう素フィルタで95%である。なお、重大事故等発生後7日間に捕集されるエアロゾル量は各々約0.9kg及び約1.5kgであり、フィルタの保持容量である約13kg及び約20kgを十分に下回っていることを確認した。（参照：「水素排出設備に対する要求に係る適合性について」）</p>
<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>② 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置することを確認。</p>	<p>② アニュラス水素濃度（AM）計測装置は、計測誤差を考慮した上で、0～20vol%を計測範囲としていることにより、適切な計測範囲を確保していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・監視設備（水素濃度監視）として、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で計測できるアニュラス水素濃度（AM）計測装置を設置する。 ・アニュラス水素濃度（AM）計測装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合の、アニュラス部の水素濃度を測定できる計測範囲を有する設計とする。 <p>補足説明資料において、アニュラス水素濃度（AM）計測装置の計測範囲0～20vol%等が示されており、PAR及びイグナイタの水素処理、アニュラス排気ファンの排気機能に期待しない場合を想定しても、7日後のアニュラス部水素濃度はドライ換算濃度で1.5vol%程度であるのに対して十分であることを確認した。（参照：「アニュラス水素濃度測定について」）</p>
<p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>③ これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③ アニュラス排気ファン、アニュラス水素濃度（AM）計測装置等は代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アニュラス排気ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、アニュラス排気系空気作動弁は、窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）により代替空気を供給し、空冷式非常用発電装置によりアニュラス排気系空気作動弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。 ・アニュラス水素濃度（AM）計測装置は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認。

53条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備としての要求は無いが、以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス排気ファン	アニュラス排気ファンは、共通要因によって機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。 電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備にて確認。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認。53条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備としての要求は無いが、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
アニュラス水素濃度(AM)計測装置	アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、共通要因によって機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。 電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備にて確認。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

53条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いため、対象外としていることを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

53条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等は無いため、対象外としていることを確認した。

2.10.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニット、格納容器排気筒	以下の設計方針であることを確認した。 アニュラス空気再循環設備による水素排出に使用するアニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットは、交流動力電源及び直流電源が健全である場合には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合には弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 アニュラス空気再循環設備による水素排出に使用する格納容器排気筒は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
アニュラス水素濃度(AM)計測装置	水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度(AM)計測装置は、通常時に接続先の系統と分離すること、重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること及び設置場所にて固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）	アニュラス空気再循環設備による水素排出に使用する弁の操作に必要な窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）は、通常時に接続先の系統と分離すること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.10.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニット	以下の設計方針であることを確認した。 炉心の著しい損傷により原子炉格納容器内で発生した水素が、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした場合において、水素等を含む気体を排出するために使用するアニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットは、原子炉格納容器から漏えいしたアニュラス部の水素等を含む気体を排出させる機能として、設計基準事故対処設備としてのアニュラス部の負圧達成能力及び負圧維持能力を使用することにより、アニュラス部の水素を屋外に排出することができるため、同仕様のファン容量及びフィルタ容量で設計する。また、アニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットは、格納容器内自然対流冷却、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の温度・圧力低下機能並びに静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタによる原子炉格納容器内の水素濃度低減機能が相まって、アニュラス部を可燃限界濃度未満にして水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する容量を有する設計とする。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス水素濃度(AM)計測装置	アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合の、アニュラス部の水素濃度を測定できる計測範囲を有する設計とすることを確認した。 保有数は、1セット1個に故障時及び保守点検による待機除外のバックアップ用として1個を加えた合計2個を保管することを確認した。
窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）	窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）は、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管容積分の加圧及び弁作動回数を考慮した容量に対して十分な容量を有したものの1セット1個を使用することを確認した。 保有数は、1セット1個に故障時及び保守点検による待機除外のバックアップ用として1個を加えた合計2個を保管することを確認した。

2.10.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット及び窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉建屋に設置） アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット及び窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）
アニュラス水素濃度(AM)計測装置	（原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） アニュラス水素濃度(AM)計測装置
格納容器排気筒	（屋外に設置） 格納容器排気筒

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス排気ファン	操作は遮へい区域内である中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス水素濃度(AM)計測装置	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。
窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。

2.10.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット及び格納容器排気筒	アニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットを使用したアニュラス空気再循環設備による水素排出を行う系統は、交流動力電源及び直流電源が健全である場合には設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用でき、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも設計基準対象施設として使用する場合の系統から切替えることなく弁操作等により重大事故等対処設備として使用できる設計とする。アニュラス排気ファンは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。 格納容器排気筒は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

53条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス水素濃度(AM)計測装置	アニュラス水素濃度(AM)計測装置を使用したアニュラス部の水素濃度測定を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。また、切替えに伴う配管の接続は、簡便な接続規格とし、接続規格を統一することにより確実に接続できる設計とする。 アニュラス水素濃度(AM)計測装置の計装ケーブルの接続はコネクタとし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。 アニュラス水素濃度(AM)計測装置の指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、台車により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固定できる設計とする。 アニュラス水素濃度(AM)計測装置は、屋内のアクセスルートを通りアクセスできる設計とする。
窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）	窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）を使用したアニュラス排気系空気作動弁への代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。 窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）の取付継手は、他の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用、原子炉補機冷却水サージタンク用及び格納容器ガスサンプリングライン空気作動弁用）と同一形状とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。 窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）は、屋内のアクセスルートを通りアクセスできる設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス排気ファン、アニュラス排気フィルタユニット及び格納容器排気筒	アニュラス空気再循環設備による水素排出に使用する多重性を備えたアニュラス排気ファン及びアニュラス排気フィルタユニットは、各々独立して機能・性能の確認が可能な系統設計とする。

	<p>アニュラス排気ファンは、分解が可能な設計とする。</p> <p>アニュラス排気フィルタユニットは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。</p> <p>外観の確認が可能な設計とする。</p>
アニュラス水素濃度(AM)計測装置	<p>水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度(AM)計測装置は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。</p>
窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）	<p>アニュラス空気再循環設備による水素排出に使用する窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）は、アニュラス排気系空気作動弁駆動用空気配管へ窒素供給することにより機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力が確認できる設計とする。</p> <p>外観の確認が可能な設計とする。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（第54条））

技術的能力基準 1.11 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第54条及び第43条への適合性を確認する。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（第54条）

2.11.1 適合方針	54-2
（1）設置許可基準規則への適合	54-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	54-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	54-3
a. 使用済燃料ピットへの注水（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備）	54-4
b. 使用済燃料ピットへのスプレー（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備）	54-5
c. 燃料取扱棟への放水（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備）	54-5
d. 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視（重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備）	54-6
e. 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視（重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備）	54-7
（2）設置許可基準規則解釈への適合	54-8
2.11.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	54-11
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	54-11
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	54-11
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	54-11
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	54-11
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	54-12
2.11.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	54-12
2.11.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	54-13
2.11.3 環境条件等	54-15
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	54-15
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	54-15
2.11.4 操作性及び試験・検査性について	54-17
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	54-17
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	54-18

2.11.1 適合方針

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.11 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.11 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>（1）使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>a. 使用済燃料ピットへの注水</p> <p>a-1. 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 <p>（伊方では、使用済燃料貯蔵槽を使用済燃料ピットという）</p> <p>（2）使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備</p> <p>b. 使用済燃料ピットへのスプレー</p> <p>b-1. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車 ・ 加圧ポンプ車 ・ 小型放水砲 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 <p>c. 燃料取扱棟への放水</p> <p>c-1. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大型ポンプ車 ・ 大型ポンプ車（泡混合機能付） ・ 大型放水砲 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 <p>（3）重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備</p> <p>d. 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位 (AM) ・ 使用済燃料ピット温度 (AM) ・ 使用済燃料ピット監視カメラ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備を含む。）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 <p>e. 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット広域水位 (AM) ・ 可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.11.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・ 使用済燃料ピット 【その他設備】燃料貯蔵設備 ・ 海水取水口 【その他設備】非常用取水設備 ・ 海水取水路 【その他設備】非常用取水設備 ・ 海水ピット 【その他設備】非常用取水設備 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p>（設備の目的）</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。 ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。 <p>（機能喪失の想定）</p> <ol style="list-style-type: none"> ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。
 例1：RCS 圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。
 例2：IS-LOCA 時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。

a. 使用済燃料ピットへの注水（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備）

確認結果（伊方）

a-1: 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

（設備の目的）

- ① 可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設けることにより、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる設計とする。
 - ・使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で臨界を防止できる設計とする。
 - ・海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車により、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。中型ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料ピットポンプ若しくは使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水タンクポンプ若しくは燃料取替用水タンクの故障等及び、1次系純水サービスパンプ若しくは2次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第4.3.1図 使用済燃料ピットへの注水）と追補の概略系統図（第1.11.3図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第4.3.1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

b. 使用済燃料ピットへのスプレイ（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備）

確認結果（伊方）

b-1：中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイ

（設備の目的）

- ① 可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、小型放水砲、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・小型放水砲を可搬型ホースにより海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と接続し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。
 - ・燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料ピット全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減することができる設計とする。
 - ・スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止することができる設計とする。
 - ・中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第4.3.2図 使用済燃料ピットへのスプレイ）と追補の概略系統図（第1.11.12図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第4.3.2図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。
 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

c. 燃料取扱棟への放水（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備）

確認結果（伊方）

c-1：大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車を用いた大型放水砲による燃料取扱棟への放水

（設備の目的）

- ① 放水設備（燃料取扱棟への放水）として、大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車（以下「大型ポンプ車等」という。）、大型放水砲、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・大型放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減することができる設計とする。
 - ・大型ポンプ車等の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未滿かつ水位低下が継続する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第4.3.3図 燃料取扱棟への放水）と追補の概略系統図（第1.12.1図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（3）（第4.3.3図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。
補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

d. 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視（重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な計測設備（使用済燃料ピットの監視）として、使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット温度(AM)、使用済燃料ピット監視カメラ（使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備を含む。）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット温度(AM)の計測装置は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
 - ・使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。
 - ・これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。
 - ・使用済燃料ピット監視カメラの機能維持を図るために必要な冷却用空気は、使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備により供給する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（4）（第4.3.4図 使用済燃料ピットの監視）と追補の概略系統図（第1.11.16図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（4）（第4.3.4図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

e. 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視（重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備）

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等時に使用済燃料ピットに係る監視に必要な計測設備（使用済燃料ピットの監視）として、使用済燃料ピット広域水位（AM）、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・使用済燃料ピット広域水位（AM）の計測装置及び可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率について、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
 - ・使用済燃料ピット広域水位（AM）の計測装置は、吊込装置（フロート、シンカーを含む。）、延長ワイヤ等を可搬型とすることにより、使用済燃料ピット内の構造等に影響を受けない設計とする。
 - ・可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。
 - ・可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、可搬型代替モニタ及び可搬型モニタの放射線計測器部並びに可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器と予備を兼用できる設計とする。
 - ・これらの設備は、ディーゼル発電機に加えて代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（4）、（5）（第4.3.4図、第4.3.5図 使用済燃料ピットの監視）及びと追補の概略系統図（第1.11.16図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（4）、（5）（第4.3.4図、第4.3.5図）に記載されていることを確認した。
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈）</p> <p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>① 本規程第37条3-1(a) 想定事故1「使用済燃料貯蔵層の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対する想定がなされていることを確認。</p> <p>② 本規程第37条3-1(b) 想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵層内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故」に対する想定がなされていることを確認。</p>	<p>①について以下のとおり、想定事故1に対する想定がされていることを確認した。</p> <p>a-1: 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 使用済燃料ピットポンプ若しくは使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水タンクポンプ若しくは燃料取替用水タンクの故障等及び、1次系純水サービスポンプ若しくは2次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを使用する。</p> <p>②について以下のとおり、想定事故2に対する想定がされていることを確認した。</p> <p>a-1: 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位以下に水位が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設けることにより、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる設計とする。 ・使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮蔽に必要な水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で臨界を防止できる設計とする。 <p>補足説明資料において、サイフォンブレーカの機能、配置等が示されている。（参照：「使用済燃料ピットサイフォンブレーカの健全性について」）</p>
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水</p>	<p>③ ①と同様（注水ラインは、可搬型ホースを使用することを確認した）。</p> <p>④ 中型ポンプ車等が使用済燃料ピットの水位を維持するために必要な容量を有することを確認した。</p> <p>小規模の漏えいによる水位低下については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合は、サイフォンブレーカの効果によりサイフォンブレーカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合は、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まる。したがって、出口配管高さの水位から蒸散により遮蔽に必要な水位に到達するまでの時間余裕を考慮し、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有するものとして、中型ポンプ車を1セット1台使用する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>位を維持できるものであること。</p> <p>③代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備することを確認。</p> <p>④代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料ピットの水位を維持できることを確認。</p>	
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること</p> <p>⑤スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備することを確認。</p> <p>⑥スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであることを確認。</p> <p>⑦燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備していることを確認。</p>	<p>⑤について以下のとおり、可搬型スプレイ設備（小型放水砲及び中型ポンプ車等）を配備することを確認した。（小型放水砲によるスプレイ及び可搬型ホースを使用することを確認した）。</p> <p>b-1. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットへのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車 ・ 加圧ポンプ車 ・ 小型放水砲 <p>海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車により、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。</p> <p>⑥⑦燃料損傷を緩和するため、スプレイ設備は使用済燃料ピット全域に必要な流量でスプレイできる設計とすること、使用済燃料ピット水位計（AM）の測定可能範囲を使用済燃料ピット広域水位計（AM）で補うなどして、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状態監視が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未滿かつ水位低下が継続する場合（以下「使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故」という。）に、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料ピット全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として可搬型スプレイ設備を設ける。</p> <p>補足説明資料において、大規模漏えい時における貯蔵燃料体の未臨界性の維持等について示されている。（参照：「使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価」）</p> <p>以下の測定可能範囲であることを添付資料八 第4.3.1表及び第4.3.2表の設備仕様にて確認した。</p> <p>使用済燃料ピット水位計（AM）：EL+24.43m～+32.06m</p> <p>使用済燃料ピット広域水位計（AM）：EL+20.16m～+32.06m</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> <p>⑧使用済燃料ピットの水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であることを確認。</p> <p>⑨これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p> <p>⑩使用済燃料ピットの状態をカメラにより監視できることを確認。</p>	<p>⑧について以下のとおり、使用済燃料ピットの水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること確認した。</p> <p>使用済燃料ピット水位 (AM) 及び使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とする。</p> <p>使用済燃料ピット広域水位 (AM) の計測装置は、重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料ピット上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計とする。</p> <p>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とし、取り付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。</p> <p>⑨状態監視設備は代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピット水位 (AM)、使用済燃料ピット広域水位 (AM) 及び使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置並びに可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備は、共通要因によって機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電置から給電できる設計とする。</p> <p>⑩について以下のとおり、使用済燃料ピットの状態をカメラにより監視できることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピット監視カメラは、重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料ピットの水温の傾向等状態を監視できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.11.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット温度(AM)、使用済燃料ピット監視カメラ	使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット温度(AM)の計測装置並びに使用済燃料ピット監視カメラは、共通要因によって機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とすることを確認した。 電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備に記載。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
使用済燃料ピット広域水位(AM)の計測装置、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備	使用済燃料ピット広域水位(AM)の計測装置、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備は、共通要因によって機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とすることを確認した。 電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備に記載。
中型ポンプ車	<p>中型ポンプ車等を使用した代替注水は、軽油燃料で運転可能であり、淡水又は海水を水源とすることで、設計基準対象施設の注水設備である燃料取替用水ポンプ等に対して多様性を有し、また、これらのポンプを離れた位置に分散して保管することで位置的分散が図られる設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車を使用した使用済燃料ピットへの注水は、共通要因によって使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器を使用した使用済燃料ピットの冷却機能並びに燃料取替用水タンクポンプ又は1次系純水サービスポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能と同時に機能喪失しないよう、多様性を有する設計とする。 具体的には、中型ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることにより、電動の使用済燃料ピットポンプ、燃料取替用水タンクポンプ及び1次系純水サービスポンプに対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、海又は代替淡水源を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする燃料取替用水タンクポンプ又は2次系純水タンクを水源とする1次系純水サービスポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して異なる水源を持つ設計とする。中型ポンプ車は、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器、燃料取替用水タンクポンプ及び1次系純水サービスポンプを設置する原子炉建屋及び原子炉補助建屋と離れた屋外において、複数の箇所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p>
中型ポンプ車及び大型ポンプ車等	クラゲ等の海生生物からの影響に対し、中型ポンプ車及び大型ポンプ車等は予備を有する設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数箇所設置することとしている。54条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備（原子炉注水及び原子炉スプレイ）でないため、対象外としていることを確認した。 （当該条文では、使用済燃料ピットへの注水及びスプレイに用いる。なお、【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備等で使用する中型ポンプ車は、複数の接続口が設置されている）。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	中型ポンプ車は、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器、燃料取替用水タンクポンプ及び1次系純水サービスポンプを設置する原子炉建屋及び原子炉補助建屋と離れた屋外において、複数の箇所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.11.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲	ポンプ類、発電機類、水位計、温度計、線量率計等は他の設備に悪影響を及ぼさないよう通常運転時には系統から分離可能な設計とすることを確認した。 使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピットへのスプレイに使用する中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲は、他の設備から独立して使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
大型ポンプ車等及び大型放水砲	燃料取扱棟への放水に使用する大型ポンプ車等及び大型放水砲は、他の設備から独立して使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
中型ポンプ車、加圧ポンプ車、小型放水砲、大型ポンプ車等、大型放水砲及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備	以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車、加圧ポンプ車、小型放水砲、大型ポンプ車等、大型放水砲及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備は、アウトリガ等によって固定、又は設置場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 小型放水砲及び大型放水砲は、放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び大型ポンプ車等は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
使用済燃料ピット水位(AM)及び使用済燃料ピット温度(AM)の計測装置並びに使用済燃料ピット監視カメラ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備	使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位(AM)及び使用済燃料ピット温度(AM)の計測装置並びに使用済燃料ピット監視カメラ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備は、他の設備から独立して使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
使用済燃料ピット広域水位(AM)の計測装置及び可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ	使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット広域水位(AM)の計測装置及び可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.11.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時に監視が必要な計装設備について、変動する可能性のある範囲にわたり測定できる計測範囲等を確認した。

補足説明資料において、計測範囲、設定値及び容量の設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
使用済燃料ピット水位 (AM) 及び使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置	使用済燃料ピット水位 (AM) 及び使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とすることを確認した。
使用済燃料ピット監視カメラ	使用済燃料ピット監視カメラは、重大事故等時に赤外線機能により使用済燃料ピットの水温の傾向等状態を監視できる設計とすることを確認した。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

43条の設計方針において、重大事故等時に監視に必要な計装設備について、計測範囲が示されていること等を確認した。可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて1セットに必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車は、使用済燃料ピットの冷却機能の喪失、注水機能の喪失及び小規模の漏えいにより使用済燃料ピット水位が低下した場合の補給設備として使用する。冷却機能の喪失及び注水機能の喪失による水位低下を防止するためには、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有する必要がある。また、小規模の漏えいによる水位低下については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合、サイフォンブレイカの効果によりサイフォンブレイカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まる。したがって、出口配管高さの水位から蒸散により遮蔽に必要な水位に到達するまでの時間余裕を考慮し、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有するものとして1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計3台とし、分散して保管する。 中型ポンプ車は、使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時において、使用済燃料ピット全面にスプレー又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有するものを1セット1台使用することを確認した。保有数は、2セット2台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計3台とし、分散して保管する。
加圧ポンプ車	加圧ポンプ車は、使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時において、使用済燃料ピット全面にスプレー又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有するものを1セット1台使用することを確認した。保有数は、2セット2台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計3台とし、分散して保管することを確認した。
小型放水砲	小型放水砲は、使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時において、使用済燃料ピット全面にスプレーすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを1セット2台使用することを確認した。保有数は、1セット2台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計3台とし、分散して保管することを確認した。
大型ポンプ車等	大型ポンプ車等は、環境への放射性物質の放出を低減するため大型放水砲による霧状放水により広範囲において燃料取扱棟等に放水できる容量を有するものを1セット1台使用することを確認した。保有数は、1セット1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管することを確認した。
大型放水砲	大型放水砲は、環境への放射性物質の放出を低減するため大型放水砲による霧状放水により広範囲において燃料取扱棟等に放水できる容量を有するものを1セット1台使用することを確認した。保有数は、1セット1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管することを確認した。

<p>使用済燃料ピット広域水位 (AM) の計測装置</p>	<p>使用済燃料ピット広域水位 (AM) の計測装置は、重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料ピット上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計とすることを確認した。保有数は1セット2個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計3個とすることを確認した。</p>
<p>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。 可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とし、取り付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは1セット2個使用する。保有数は1セット2個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計3個とする。</p>
<p>使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備</p>	<p>使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備は、使用済燃料ピット監視カメラの機能維持に必要な容量を有する設計とし、1セット1個使用する。保有数は1セット1個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個とすることを確認した。</p>

2.11.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
使用済燃料ピット水位 (AM) 及び使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置、使用済燃料ピット監視カメラ	<p>以下の場所に設置し、重大事故等時及び使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>（燃料取扱棟に設置）</p> <p>使用済燃料ピット水位 (AM) 及び使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置、使用済燃料ピット監視カメラ その環境条件を考慮して使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備からの冷却用空気を受け、機能維持を図る設計とする。</p>
使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備	<p>（原子炉補助建屋内に設置）</p> <p>使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備 その環境条件を考慮して使用済燃料ピット監視カメラへ冷却用空気を供給し、機能維持を図る設計とする。</p>
小型放水砲	<p>（原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置）</p> <p>小型放水砲</p>
使用済燃料ピット広域水位 (AM) の計測装置	<p>（原子炉建屋、原子炉補助建屋又は燃料取扱棟に設置）</p> <p>使用済燃料ピット広域水位 (AM) の計測装置</p>
可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ	<p>（緊急時対策所 (EL. 32m)、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置）</p> <p>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ</p>
中型ポンプ車、加圧ポンプ車、大型ポンプ車等及び大型放水砲	<p>（屋外に設置）</p> <p>中型ポンプ車、加圧ポンプ車、大型ポンプ車等及び大型放水砲 中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲、大型ポンプ車等及び大型放水砲は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。 中型ポンプ車及び大型ポンプ車等は、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
使用済燃料ピット監視カメラ	<p>使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備と使用済燃料ピット監視カメラの接続及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備の操作は現場で可能な設計とすることを確認した。</p>

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車、加圧ポンプ車、大型ポンプ車等及び大型放水砲、小型放水砲	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。
使用済燃料ピット広域水位（AM）の計測装置、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で、操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とすることを確認した。

2.11.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
使用済燃料ピット監視カメラ	使用済燃料ピット監視カメラは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。
使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット温度(AM)の計測装置	使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット温度(AM)の計測装置は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲	以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定が可能な設計とする。 使用済燃料ピットへの注水に使用する中型ポンプ車並びに使用済燃料ピットへのスプレイに使用する中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲は一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。 小型放水砲は、人力により運搬し、所定の場所に配置及び固定が可能な設計とする。 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。
大型ポンプ車等及び大型放水砲	以下の設計方針であることを確認した。 大型ポンプ車等は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し設置場所にて固定が可能な設計とする。 大型放水砲は、車両等により運搬、移動が可能な設計とする。 燃料取扱棟への放水に使用する大型ポンプ車等と大型放水砲の接続は、一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。 大型放水砲は、複数の方向から燃料取扱棟等に向けて放水できる設計とする。 大型ポンプ車等は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。
中型ポンプ車、加圧ポンプ車、小型放水砲、大型ポンプ車等及び大型放水砲	以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車、加圧ポンプ車、小型放水砲、大型ポンプ車等及び大型放水砲は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。 中型ポンプ車、加圧ポンプ車、大型ポンプ車等及び大型放水砲は、屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。 小型放水砲は、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。
使用済燃料ピット広域水位(AM)の計測装置	以下の設計方針であることを確認した。 使用済燃料ピット広域水位(AM)の計測装置は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。 使用済燃料ピット広域水位(AM)の計測装置は、人力により運搬、移動が可能な設計とする。 使用済燃料ピット広域水位(AM)の計測装置の取り付けは、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。 使用済燃料ピット広域水位(AM)と延長ワイヤとの接続は、確実に接続ができる設計とする。 使用済燃料ピット広域水位(AM)は、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。
可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ	以下の設計方針であることを確認した。

	<p>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、人力により運搬、移動が可能な設計とする。</p> <p>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタの取付架台への取り付けは、取付箇所としている複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、その箇所において確実に取り付けできる設計とする。</p> <p>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタの計装ケーブル及び電源ケーブルの接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。</p> <p>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。</p> <p>可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、屋内及び屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。</p>
使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。</p> <p>使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備は、使用済燃料ピット監視カメラに確実に接続できるとともに、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。</p> <p>使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備は、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。</p>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲	<p>使用済燃料ピットへの注水に使用する中型ポンプ車並びに使用済燃料ピットへのスプレイに使用する中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>また、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。さらに、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
大型ポンプ車等及び大型放水砲	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピットへの放水に使用する大型ポンプ車等及び大型放水砲は、試験系統により独立して機能・性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>大型ポンプ車等は、分解又は取替が可能な設計とする。さらに、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>大型放水砲は、外観の確認が可能な設計とする。</p>
使用済燃料ピット水位 (AM)、使用済燃料ピット広域水位 (AM) 及び使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置並びに可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ	<p>使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位 (AM)、使用済燃料ピット広域水位 (AM) 及び使用済燃料ピット温度 (AM) の計測装置並びに可搬型使用済燃料ピットエリアモニタは、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。</p>
使用済燃料ピット監視カメラ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備	<p>使用済燃料ピット監視カメラは、機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。使用済燃料ピット監視カメラ冷却設備は機能・性能の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条））

技術的能力基準 1.12 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 55 条及び第 43 条への適合性を確認する。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条）

2.12.1 適合方針	55-2
（1）設置許可基準規則への適合	55-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	55-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	55-4
a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時に用いる設備（大気への拡散抑制）	55-4
b. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時に用いる設備（海洋への拡散抑制）	55-5
c. 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備（大気への拡散抑制）	55-6
d. 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備（海洋への拡散抑制）	55-7
e. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備（航空機燃料火災の泡消火）	55-7
（2）設置許可基準規則解釈への適合	55-8
2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	55-10
a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）	55-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	55-10
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	55-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	55-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	55-10
2.12.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	55-11
2.12.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	55-12
2.12.3 環境条件等	55-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	55-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	55-13
2.12.4 操作性及び試験・検査性について	55-14
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	55-14
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	55-14

2.12.1 適合方針

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備） 第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.12 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.12 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>（1）炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時に用いる設備</p> <p>a. 大気への拡散抑制</p> <p>a-1. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大型ポンプ車（泡混合機能付） ・ 大型ポンプ車 ・ 大型放水砲 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 <p>b. 海洋への拡散抑制</p> <p>b-1. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性物質吸着剤 <p>b-2. シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 取水ピットシルトフェンス ・ 海水ピットシルトフェンス ・ 放水ピットシルトフェンス ・ 放水ピットテントシート ・ 雨水排水口海洋シルトフェンス ・ 小型船舶 <p>（2）使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備</p> <p>c. 大気への拡散抑制</p> <p>c-1. 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車 ・ 加圧ポンプ車 ・ 小型放水砲 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 <p>c-2. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大型ポンプ車（泡混合機能付）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大型ポンプ車 ・ 大型放水砲 ・ 軽油タンク 【57 条】 電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】 電源設備 <p>d. 海洋への拡散抑制</p> <p>d-1. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制 (b-1 と同様)</p> <p>d-2. シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制 (b-2 と同様)</p> <p>（3）原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備</p> <p>e. 航空機燃料火災の泡消火</p> <p>e-1. 大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による泡消火</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大型ポンプ車（泡混合機能付） ・ 大型ポンプ車 ・ 大型放水砲 ・ 泡混合器 ・ 軽油タンク 【57 条】 電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】 電源設備 <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット 【その他設備】 燃料貯蔵設備 ・ 海水取水口 【その他設備】 非常用取水設備 ・ 海水取水路 【その他設備】 非常用取水設備 ・ 海水ピット 【その他設備】 非常用取水設備 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43 条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS 圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA 時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時に用いる設備（大気への拡散抑制）

確認結果（伊方）
<p>a-1：大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 放水設備（大気への拡散抑制）として、大型ポンプ車等、大型放水砲、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大型放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水できる設計とする。 ・大型ポンプ車等及び大型放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部に向けて放水できる設計とする。 ・大型ポンプ車等の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。 <p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。</p> <p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第9.10.1図 大気への拡散抑制）と追補の概略系統図（第1.12.1図）が整合していることを確認した。</p>

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第9.10.1図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時に用いる設備（海洋への拡散抑制）

確認結果（伊方）

b-1：放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制

（設備の目的）

- ① 放水砲による放水を実施した場合の重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、放射性物質吸着剤を使用することを確認した。
 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・放射性物質吸着剤は、雨水排水路に流入した汚染水が通過することにより放射性物質を吸着できるよう、構内の雨水排水枡2箇所、最終雨水枡6箇所及び東側最終雨水枡1箇所に、網目状の袋又は籠に軽石状の放射性物質吸着剤を詰めたものを設置できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第9.10.2図 海洋への拡散抑制）と手順の概略系統図（第1.12.3図）が整合していることを確認した。
 ⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第9.10.2図）に記載されていることを確認した。
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

b-2：シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（海洋への拡散抑制）として、取水ピットシルトフェンス、海水ピットシルトフェンス、放水ピットシルトフェンス、放水ピットテントシート及び雨水排水口海洋シルトフェンス（以上を総称し、以下「シルトフェンス」という。）並びに小型船舶を使用することを確認した。
 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する5箇所（取水ピット内、海水ピット内、放水ピット内、雨水排水口の海洋側2箇所）に設置することとし、雨水排水口の海洋側2箇所については、小型船舶により設置できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第9.10.2図 海洋への拡散抑制）と手順の概略系統図（第1.12.3図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第9.10.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

c. 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備（大気への拡散抑制）

確認結果（伊方）

c-1：中型ポンプ車及び加圧ポンプ車を用いた小型放水砲による使用済燃料ピットスプレイ

（設備の目的）

- ① 放水設備（大気への拡散抑制）として、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、小型放水砲、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 小型放水砲を可搬型ホースにより海又は代替淡水源を水源とする中型ポンプ車及び加圧ポンプ車と接続し、使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。
 - ・ 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第9.10.1図 大気への拡散抑制）と追補の概略系統図（第1.12.1図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第9.10.1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

c-2：大型ポンプ車（泡混合機能付）又は大型ポンプ車及び大型放水砲による大気への拡散抑制

（設備の目的）

- ① 放水設備（大気への拡散抑制）として、大型ポンプ車等、大型放水砲、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・ 大型放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、燃料取扱棟へ放水できる設計とする。
 - ・ 大型ポンプ車等及び大型放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。
 - ・ 大型ポンプ車等の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。

<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第9.10.1図 大気への拡散抑制）と追補の概略系統図（第1.12.1図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第9.10.1図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>
--

d. 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備（海洋への拡散抑制）

確認結果（伊方）
d-1: 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制 (b-1 と同様)
d-2: シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制 (b-2 と同様)

e. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備（航空機燃料火災の泡消火）

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 放水設備（航空機燃料火災の泡消火）として、大型ポンプ車等、大型放水砲、泡混合器、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大型放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。 ・大型ポンプ車等の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）（第9.10.3図 航空機燃料火災への泡消火）と追補の概略系統図（第1.12.10図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が系統概略図（3）（第9.10.3図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「系統概略図」）</p> <p>（その他の設備）</p>

⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備） 1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。 b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。 c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。 d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。 e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>①大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等は、放射性物質の拡散を抑制するために原子炉格納容器の頂部まで放水できることを確認した。</p> <p>大型放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、原子炉格納容器、アニュラス部及び燃料取扱棟へ放水できる設計とする。 大型ポンプ車等及び大型放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。</p> <p>②航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡混合器により、泡消火薬剤を混合し、大型放水砲等による泡消火ができる仕様であることを確認した。</p> <p>大型放水砲を、可搬型ホースにより海を水源とする大型ポンプ車等と接続し、泡消火薬剤と混合しながら原子炉格納容器周辺へ放水できる設計とする。 大型ポンプ車等の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。</p> <p>③大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲等は、車両等により運搬、移動できるため、原子炉格納容器等又は燃料取扱棟に対して、複数の方向から放水できることを確認した。</p>
<p>①原子炉建屋に放水できる設備を配備することを確認。</p> <p>②放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できることを確認。</p> <p>③放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なことを確認。</p>	<p>大型ポンプ車等及び大型放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉格納容器、アニュラス部及び燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。</p>
<p>④放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備することを確認。（今回の申請が3号機のみであるため適用されない）</p>	<p>④複数の発電用原子炉施設の申請をしていないため、対象外であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>⑤海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備することを確認。</p>	<p>⑤大型放水砲等による放水後の放射性物質の海洋への流出に対しては、発電所から海洋への流出箇所の取水ピット、放水ピット及び海水ピット等にシルトフェンスを設置し、放射性物質の拡散の抑制を図る方針であることを確認した。</p> <p>以下のとおり海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備することを確認した。</p> <p>海洋への拡散抑制</p> <p>1) 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質吸着剤 <p>2) シルトフェンス設置による海洋への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> ・取水ピットシルトフェンス ・海水ピットシルトフェンス ・放水ピットシルトフェンス ・放水ピットテントシート ・雨水排水口海洋シルトフェンス ・小型船舶

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いことを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備は無いが、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
大型ポンプ車等及び中型ポンプ車	可搬型重大事故防止設備としての要求は無いが、以下を考慮していることを確認した。 クラゲ等の海生生物からの影響に対し、大型ポンプ車等及び中型ポンプ車は予備を有する設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

55条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いため、対象外としていることを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

55条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等は無いため、対象外としていることを確認した。

2.12.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
大型ポンプ車等，大型放水砲及び泡混合器	<p>大気への拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火に使用する大型ポンプ車等，大型放水砲及び泡混合器は，他の設備から独立して一体で使用可能なことにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>大気への拡散抑制に使用する中型ポンプ車，加圧ポンプ車及び小型放水砲は，他の設備から独立して一体で使用可能なことにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
大型ポンプ車等，大型放水砲，泡混合器，中型ポンプ車，加圧ポンプ車及び小型放水砲	<p>大型ポンプ車等，大型放水砲，泡混合器，中型ポンプ車，加圧ポンプ車及び小型放水砲は，アウトリガ等によって固定をするか，又は設置場所において転倒しないことを確認することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
小型放水砲及び大型放水砲	<p>小型放水砲及び大型放水砲は，放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
放射性物質吸着剤，シルトフェンス及び小型船舶	<p>海洋への拡散抑制に使用する放射性物質吸着剤，シルトフェンス及び小型船舶は，他の設備から独立して単独で使用可能なことにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>放射性物質吸着剤は，透過性を考慮した粒径とすることで，雨水排水枡，最終雨水枡及び東側最終雨水枡からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，仮に閉塞した場合においても，吊上げによって流路の確保が可能な設計とすることを確認した。</p>
大型ポンプ車等，中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	<p>大型ポンプ車等，中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>

2.12.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
大型ポンプ車（泡混合機能付）、大型放水砲	大型ポンプ車等は、大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に対応するため、大型放水砲による棒状放水により原子炉格納容器の最高点である頂部又は霧状放水により広範囲において燃料取扱棟等に放水できる容量を有するものを1セット1台使用することを確認した。保有数は1セット1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管することを確認した。
大型放水砲	大型放水砲は、大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に対応するため、大型放水砲による棒状放水により原子炉格納容器の最高点である頂部又は霧状放水により広範囲において燃料取扱棟等に放水できる容量を有するものを1セット1台使用することを確認した。保有数は、1セット1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管することを確認した。
泡混合器	泡混合器は、航空機燃料火災への泡消火に対応するため、大型ポンプ車、大型放水砲及び泡混合器による泡放水により航空機火災に対応できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は1セット1台とすることを確認した。
中型ポンプ車	中型ポンプ車は、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、使用済燃料ピット全面にスプレー又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有するものを1セット1台使用することを確認した。保有数は、2セット2台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計3台とし、分散して保管することを確認した。
加圧ポンプ車	加圧ポンプ車は、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、使用済燃料ピット全面にスプレー又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有するものを1セット1台使用することを確認した。保有数は、2セット2台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計3台とし、分散して保管することを確認した。
小型放水砲	小型放水砲は、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至った場合において、使用済燃料ピット全面にスプレーすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを1セット2台使用することを確認した。保有数は、1セット2台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計3台とすることを確認した。
放射性物質吸着剤	放射性物質吸着剤は、できる限り海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、構内の雨水排水枡2箇所、最終雨水枡6箇所及び東側最終雨水枡1箇所に、網目状の袋又は籠に軽石状の放射性物質吸着剤を詰めたものを投入する。保有数は、各設置場所に対して1式とすることを確認した。
シルトフェンス	シルトフェンスは、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とすることを確認した。各設置場所に必要なシルトフェンスの保有数は、それぞれ1セットに、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用としてそれぞれ1セットを加えたそれぞれ合計2セットとすることを確認した。
小型船舶	小型船舶は、雨水排水口の海洋側へ雨水排水口海洋シルトフェンスを運搬、設置するために対応できる容量として、1セット1台に、故障時のバックアップ用として1台を加えた合計2台とし、分散して保管することを確認した。

2.12.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>大型ポンプ車等、大型放水砲、泡混合器、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、放射性物質吸着剤及びシルトフェンス、小型船舶</p>	<p>以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>（屋外に保管及び設置）</p> <p>大型ポンプ車等、大型放水砲、泡混合器、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、放射性物質吸着剤及びシルトフェンス、小型船舶</p> <p>大型ポンプ車等、大型放水砲、泡混合器、及び放射性物質吸着剤は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p>大型ポンプ車等及び中型ポンプ車は、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。</p> <p>シルトフェンスは、海に設置するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。</p> <p>小型船舶は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。</p>
<p>小型放水砲</p>	<p>（原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内に設置）</p> <p>小型放水砲</p> <p>使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。</p>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>大型ポンプ車等、大型放水砲、泡混合器、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、放射性物質吸着剤及びシルトフェンス、小型船舶</p>	<p>放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>小型放水砲</p>	<p>放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で操作は設置場所で可能な設計とすることを確認した。</p>

2.12.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
	該当する常設重大事故防止設備は無いことを確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
大型ポンプ車等、大型放水砲、泡混合器、放射性物質吸着剤、シルトフェンス及び小型船舶、中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲	大型ポンプ車等、大型放水砲、泡混合器、放射性物質吸着剤、シルトフェンス及び小型船舶は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。 中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。
大型ポンプ車等、泡混合器及び大型放水砲、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 大型ポンプ車等、泡混合器及び大型放水砲の接続は、一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。 大型ポンプ車等及び泡混合器は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。 大型放水砲は、複数の方向から原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱棟に向けて放水できる設計とする。 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。
小型放水砲と中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	使用済燃料ピットへのスプレイを行う場合に使用する、小型放水砲と中型ポンプ車及び加圧ポンプ車の接続は、一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とすることを確認した。小型放水砲は、人力により運搬し、所定の場所に配置及び固定できる設計とすることを確認した。
大型放水砲、泡混合器及び放射性物質吸着剤、シルトフェンス、小型船舶	以下の設計方針であることを確認した。 大型放水砲、泡混合器及び放射性物質吸着剤は、車両等により運搬、移動ができる設計とする。 シルトフェンスは、車両及び小型船舶により運搬が可能な設計とし、確実に設置できる設計とする。 小型船舶は、容易に操縦ができ、車両等により運搬、移動ができる設計とする。
大型ポンプ車等、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車	大型ポンプ車等は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とすることを確認した。 中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とすることを確認した。
大型ポンプ車等、大型放水砲、泡混合器、放射性物質吸着剤、シルトフェンス及び小型船舶、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車、小型放水砲	以下の設計方針であることを確認した。 大型ポンプ車等、大型放水砲、泡混合器、放射性物質吸着剤、シルトフェンス及び小型船舶、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。 小型放水砲は屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
大型ポンプ車等，大型放水砲及び泡混合器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>大気への拡散抑制及び航空機燃料火災の泡消火に使用する大型ポンプ車等，大型放水砲及び泡混合器は試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>大型ポンプ車等は，ポンプの取替え又は分解が可能な設計とする。さらに，車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また，外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>泡混合器は，外観の確認が可能な設計とする。</p>
中型ポンプ車，加圧ポンプ車及び小型放水砲	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>大気への拡散抑制に使用する中型ポンプ車，加圧ポンプ車及び小型放水砲は，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は，ポンプの取替え又は分解が可能な設計とする。さらに，車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また，外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>小型放水砲は，使用済燃料ピット全面に噴霧できることの確認が可能な設計とする。</p>
小型船舶，放射性物質吸着剤及びシルトフェンス	<p>海洋への拡散抑制に使用する小型船舶は，外観及び機能・性能の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>放射性物質吸着剤及びシルトフェンスは，外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等の収束に必要な水の供給設備（第56条））

技術的能力基準 1.13 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第56条及び第43条への適合性を確認する。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備（第56条）

2.13.1 適合方針	56-2
（1）設置許可基準規則への適合	56-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	56-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	56-5
a. 1次系のフィードアンドブリード【45条】	56-6
b. 淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの補給	56-6
c. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水【47条】	56-6
d. 加圧ポンプ車及び中型ポンプ車による代替炉心注水【47条】	56-6
e. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ【49条】	56-7
f. 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	56-7
g. 再循環運転【47条】	56-7
h. 代替再循環運転【47条】	56-7
i. 使用済燃料ピットへの注水に用いる設備【54条】	56-7
j. 淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ【54条】	56-8
k. 海を水源とする燃料取扱棟への放水【55条】	56-8
l. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に用いる設備【55条】	56-8
（2）設置許可基準規則解釈への適合	56-9
2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	56-11
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	56-11
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	56-11
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	56-12
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	56-12
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	56-12
2.13.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	56-13
2.13.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	56-14
2.13.3 環境条件等	56-15
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	56-15
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	56-15
2.13.4 操作性及び試験・検査性について	56-16
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	56-16
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	56-16

2.13.1 適合方針

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.13 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.13 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>（1）2次冷却系からの除熱（注水）の代替手段に用いる設備及び補助給水タンクへの補給に用いる設備</p> <p>a. 1次冷却システムのフィードアンドブリード 【45 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水タンク ・ 高圧注入ポンプ ・ 加圧器逃がし弁 <p>b. 淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの補給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 <p>（2）炉心注水及び格納容器スプレイを代替するために用いる設備及び燃料取替用水タンクへの補給に用いる設備</p> <p>（i）代替炉心注水</p> <p>c. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水 【47 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水タンク ・ 代替格納容器スプレイポンプ <p>d. 加圧ポンプ車及び中型ポンプ車による代替炉心注水 【47 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車 ・ 加圧ポンプ車 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 <p>（ii）代替格納容器スプレイ</p> <p>e. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ 【49 条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水タンク ・ 代替格納容器スプレイポンプ <p>f. 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水タンク (3) 格納容器再循環サンプを水源とする再循環運転時に用いる設備 g. 再循環運転 【47条】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 g-1. 余熱除去ポンプによる低圧再循環運転 <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ ・ 余熱除去冷却器 ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン g-2. 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転 <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン h. 代替再循環運転 【47条】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 h-1. 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循環運転 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁 ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン h-2. 格納容器スプレイポンプ（B）による代替再循環運転 <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ（B） ・ 格納容器スプレイ冷却器（B） ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン h-3. 高圧注入ポンプ（B）による代替再循環運転 <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ（B） ・ 格納容器再循環サンプ ・ 格納容器再循環サンプスクリーン ・ 中型ポンプ車 【48条】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 ・ 軽油タンク 【57条】 電源設備 ・ ミニローリー 【57条】 電源設備 ・ 空冷式非常用発電装置【57条】 電源設備 (4) 使用済燃料ピットへの注水に用いる設備 l. 使用済燃料ピットへの注水に用いる設備 【54条】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油タンク 【57 条】 電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】 電源設備 <p>(5) 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレー及び燃料取扱棟への放水に用いる設備</p> <p>j. 淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへのスプレー 【54 条】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車 ・ 加圧ポンプ車 ・ 小型放水砲 ・ 軽油タンク 【57 条】 電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】 電源設備 <p>k. 海を水源とする燃料取扱棟への放水 【55 条】 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大型ポンプ車 ・ 大型ポンプ車（泡混合機能付） ・ 大型放水砲 ・ 軽油タンク 【57 条】 電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】 電源設備 <p>(6) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に用いる設備</p> <p>l. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に用いる設備 【55 条】 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大型ポンプ車 ・ 大型ポンプ車（泡混合機能付） ・ 大型放水砲 ・ 軽油タンク 【57 条】 電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】 電源設備 <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機 【57条】電源設備 ・蒸気発生器 【その他設備】1次冷却設備 ・1次冷却材ポンプ【その他設備】1次冷却設備 ・原子炉容器 【その他設備】1次冷却設備 ・加圧器 【その他設備】1次冷却設備 ・海水取水口 【その他設備】非常用取水設備 ・海水取水路 【その他設備】非常用取水設備 ・海水ピット 【その他設備】非常用取水設備 ・使用済燃料ピット 【その他設備】燃料貯蔵設備 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 1次系のフィードアンドブリード【45条】

確認結果（伊方）
【45条】にて記載。

b. 淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの補給

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの供給）として、中型ポンプ車、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・淡水タンク又は海を水源とする中型ポンプ車は、可搬型ホースを介して補助給水タンクへ水を供給できる設計とする。 ・中型ポンプ車の燃料は、軽油タンクよりミニローリーを用いて補給できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる補助給水タンクが枯渇した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）、（3）（第9.11.2図、第9.11.3図 淡水タンク、海を水源とする補助給水タンクへの補給）と追補の概略系統図（第1.13.3図、第1.13.9図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）、（3）（第9.11.2図、第9.11.3図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略図系統」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）</p>

c. 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水【47条】

確認結果（伊方）
【47条】にて記載。

d. 加圧ポンプ車及び中型ポンプ車による代替炉心注水【47条】

確認結果（伊方）
【47条】にて記載。

e. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ【49条】

確認結果（伊方）
【49条】にて記載。

f. 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給）として、給水処理設備の補助給水タンクを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補助給水タンクは、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの移送ラインにより、燃料取替用水タンクへ水頭圧にて供給できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等により、炉心注水及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクが枯渇した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（6）（第9.11.6図 補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給）と追補の概略系統図（第1.13.21図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（6）（第9.11.6図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略図系統」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。</p>

g. 再循環運転【47条】

確認結果（伊方）
【47条】にて記載。

h. 代替再循環運転【47条】

確認結果（伊方）
【47条】にて記載。

i. 使用済燃料ピットへの注水に用いる設備【54条】

確認結果（伊方）
【54条】にて記載。

j. 淡水タンク又は海を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ【54条】

確認結果（伊方）
【54条】にて記載。

k. 海を水源とする燃料取扱棟への放水【55条】

確認結果（伊方）
【55条】にて記載。

l. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に用いる設備【55条】

確認結果（伊方）
【55条】にて記載。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備） 1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>①想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できることを確認。</p>	<p>①設計基準事故対処設備である補助給水タンク、燃料取替用水タンク及び使用済燃料ピットに対して2次冷却系による炉心冷却、炉心注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料ピットへの注水をするための代替注水として淡水又は海水を補給できることを確認した。</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置、保管することを確認した。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却システムのフィードアンドブリード、淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの供給、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイ、加圧ポンプ車及び中型ポンプ車による代替炉心注水、補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給、再循環運転、代替再循環運転、使用済燃料ピット注水）及び代替水源を設けることを確認した。</p> <p>また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備においても使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピットへ十分な量の水を供給するための設備及び発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）及び放水設備（原子炉格納容器及びアニュラス部への放水並びに燃料取扱棟への放水）を設けることを確認した。</p> <p>重大事故等時の代替淡水源としては、燃料取替用水タンクに対しては補助給水タンク及び淡水タンク（2次系純水タンク、脱塩水タンク及びろ過水貯蔵タンク）を確保し、補助給水タンクに対しては燃料取替用水タンク及び淡水タンクを確保するとともに、海を水源として使用できる設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>②複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保するための</p>	<p>②複数の代替淡水源として、淡水タンク（2次系純水タンク、脱塩水タンク、ろ過水貯蔵タンク）が確保されていることを確認した。（伊方には、水源確保のための貯水槽、ダム、貯水池等はない。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
措置がとられていることを確認。	
<p data-bbox="225 411 1059 499">c) 海を水源として利用できること。</p> <p data-bbox="225 552 1059 590">③海を水源として利用できることを確認。</p>	<p data-bbox="1089 369 2709 495">③重大事故等時の代替淡水源としては、燃料取替用水タンクに対しては補助給水タンク及び淡水タンク（2次系純水タンク、脱塩水タンク及びろ過水貯蔵タンク）を確保し、補助給水タンクに対しては燃料取替用水タンク及び淡水タンクを確保する。また、海を水源として使用できる設計とすることを確認した。</p>
<p data-bbox="225 678 1059 766">d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p data-bbox="225 819 1059 856">④各水源からの移送ルートが確保されていることを確認。</p>	<p data-bbox="1089 646 2709 684">④⑤代替水源からの移送ルートを確認し、移送ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管することを確認した。</p>
<p data-bbox="225 936 1059 974">e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p data-bbox="225 1026 1059 1064">⑤代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくことを確認。</p>	
<p data-bbox="225 1163 1059 1251">f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）</p> <p data-bbox="225 1304 1059 1383">⑥原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保することを確認。</p>	<p data-bbox="1089 1121 2709 1201">⑥多様性及び独立性及び位置的分散については「2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
燃料取替用水タンク	代替水源として1次冷却システムのフィードアンドブリードに使用する燃料取替用水タンクは、蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する補助給水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。 燃料取替用水タンクは、原子炉補助建屋内へ設置することで、原子炉建屋屋上の補助給水タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
補助給水タンク	代替水源として代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに使用する補助給水タンクは、炉心注水及び格納容器スプレイに使用する燃料取替用水タンクに対して異なる系統の水源として設計する。 補助給水タンクは、原子炉建屋屋上へ設置することで原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）	格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）、格納容器スプレイ冷却器（B）等による代替再循環設備は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプによる再循環設備に対して多重性を有していること、また、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）等に対しては、余熱除去ポンプ等と異なる区画に設置することで位置的分散を図ることを確認した。 格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）による代替再循環運転は、余熱除去系統及び高圧注入系統と異なる系統により再循環でき ることで、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプによる再循環運転に対して多重性を持つ設計とする。 格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）は、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び高圧注入ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
高圧注入ポンプ（B）	代替再循環運転時において高圧注入ポンプ（B）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とするとともに、設計基準事故対処設備としての補機冷却に対して中型ポンプ車を使用した海水による代替補機冷却ができる設計とする。 高圧注入ポンプ（B）は原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプ（A）と異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	補助給水タンクへ海水を供給する中型ポンプ車等は、燃料取替用水タンクと離れた位置に分散して設置又は保管され、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、補助給水タンクは屋外に配置し、原子炉補助建屋内に燃料取替用水タンクを配置することで位置的分散を図ること、また、設計基準事故対処設備の水源枯渇に対する代替淡水源として、複数の淡水源が確保できることを確認した。 以下の設計方針であることを確認した。 高圧注入ポンプ（B）の代替補機冷却に使用する中型ポンプ車は、電動ポンプである海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却と同時に

	<p>機能を損なわないよう、中型ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。</p> <p>淡水タンク又は海から補助給水タンクへの供給において使用する中型ポンプ車及び可搬型ホースは、屋外の異なる位置に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>クラゲ等の海生生物からの影響に対し、中型ポンプ車は予備を有する設計とする。</p>
--	---

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数箇所設置することとしている。56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備でないため、対象外としていることを確認した。（当該条文では、屋外の補助給水タンクへの補給に用いる。なお、【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備等で使用する中型ポンプ車は、複数の接続口が設置されている）。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	中型ポンプ車は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と離れた屋外において分散して保管及び設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.13.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
燃料取替用水タンク	1次冷却システムのフィードアンドブリードの水源に使用する燃料取替用水タンクは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
中型ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 淡水タンク又は海から補助給水タンクへの供給に使用する中型ポンプ車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 中型ポンプ車は、アウトリガ等によって固定するか、又は設置場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。中型ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
補助給水タンク	以下の設計方針であることを確認した。 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源に使用する補助給水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 燃料取替用水タンクへの供給に使用する補助給水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと補助給水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。
格納容器スプレイポンプ（B）、格納容器スプレイ冷却器（B）、高圧注入ポンプ（B）及び格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁	代替再循環に使用する格納容器スプレイポンプ（B）、格納容器スプレイ冷却器（B）、高圧注入ポンプ（B）及び格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン	代替再循環に使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.13.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
燃料取替用水タンク	補助給水タンクが枯渇又は破損した場合の代替手段である1次冷却系統のフィードアンドブリードの水源として使用する燃料取替用水タンクは、補助給水タンクが枯渇又は破損した場合の代替淡水源として十分なタンク容量を有するため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
補助給水タンク	代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源として使用する補助給水タンクは、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とすることを確認した。
格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）	余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障により再循環機能が喪失した場合における代替再循環として使用する格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）は、設計基準事故時の格納容器スプレイ再循環と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
高圧注入ポンプ（B）	1次冷却材喪失事象時において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合における代替再循環設備として使用する高圧注入ポンプ（B）は、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として格納容器再循環サンプに溜まった水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心崩壊熱により加熱された原子炉を冷却するために必要なポンプ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	中型ポンプ車は、補助給水タンクへ重大事故等時の収束に必要な水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、1セット1台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を分散して保管する設計とすることを確認した。 代替水源からの移送ホースは、複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管することを確認した。

2.13.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
燃料取替用水タンク、格納容器スプレイポンプ（B）、格納容器スプレイ冷却器（B）及び高圧注入ポンプ（B）、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） 燃料取替用水タンク、格納容器スプレイポンプ（B）、格納容器スプレイ冷却器（B）及び高圧注入ポンプ（B）、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁 淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。
格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン	（原子炉格納容器内に設置） 格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン 再循環運転時において淡水だけでなく海水も通水するため、海水注入を行った場合の影響及び保温材等のデブリの影響を考慮し、閉塞しない設計とする。
補助給水タンク、中型ポンプ車	（屋外に設置） 補助給水タンク、中型ポンプ車 使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器スプレイポンプ（B）、高圧注入ポンプ（B）及び格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁	格納容器スプレイポンプ（B）、高圧注入ポンプ（B）及び格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁の操作は中央制御室から可能な設計とする。

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすることを確認した。 中型ポンプ車による補助給水タンクへの供給及び補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給は、現場での弁操作等により可能な設計とすることを確認した。

2.13.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
燃料取替用水タンク	補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替える設計とする。また、切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とすることを確認した。
格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）	格納容器スプレイポンプ（B）及び格納容器スプレイ冷却器（B）を使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替える設計とすることを確認した。 格納容器スプレイポンプ（B）は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
高圧注入ポンプ	高圧注入ポンプ（B）を使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合の系統から切替えることなく弁操作等により重大事故等対処設備として使用できる設計とすることを確認した。 高圧注入ポンプは中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。
格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン	格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とすることを確認した。
格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁	代替再循環運転に使用する格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、格納容器再循環サンプA隔離弁及び格納容器再循環サンプB隔離弁が閉塞した場合には、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁を開操作することで再循環ラインを構成できる設計とすることを確認した。 格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることを確認した。

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中型ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 中型ポンプ車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。 中型ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。 中型ポンプ車を使用した、淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替える設計とする。 中型ポンプ車を使用した、淡水タンク又は海を水源とする補助給水タンクへの供給に用いる接続口は、フランジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。 中型ポンプ車は、屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
燃料取替用水タンク	<p>1次冷却システムのフィードアンドブリードの水源に使用する燃料取替用水タンクは、高圧注入システムとして機能・性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能なシステム設計とすることを確認した。</p> <p>燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。</p>
中型ポンプ車	<p>淡水タンク又は海から補助給水タンクへの供給に使用する中型ポンプ車は、他システムと独立した試験システムにより機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>中型ポンプ車は、ポンプの取替又は分解が可能な設計とする。また、車両として運転状態の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
補助給水タンク	<p>代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの水源に使用する補助給水タンクは、代替格納容器スプレイポンプとは独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>また、補助給水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とすることを確認した。</p>
格納容器スプレイポンプ（B）、格納容器スプレイ冷却器（B）及び高圧注入ポンプ（B）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>代替再循環に使用する格納容器スプレイポンプ（B）、格納容器スプレイ冷却器（B）及び高圧注入ポンプ（B）は、格納容器再循環サンプを含まない循環ラインを用いた試験システムによりそれぞれ機能・性能確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</p> <p>格納容器スプレイポンプ（B）及び高圧注入ポンプ（B）は、分解が可能な設計とする。</p> <p>格納容器スプレイ冷却器（B）は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とするとともに伝熱管の非破壊検査が可能な設計とする。</p>
格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン	<p>格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁	<p>格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、機能・性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>また、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁は、分解が可能な設計とすることを確認した。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（電源設備（第57条））

技術的能力基準 1.14 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 57 条及び第 43 条への適合性を確認する。

電源設備（第57条）

2.14.1 適合方針	57-2
（1）設置許可基準規則への適合	57-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	57-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	57-3
a. ディーゼル発電機による給電	57-4
b. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電	57-5
c. 300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電	57-5
d. 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電	57-6
e. 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電	57-6
f. 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電	57-7
g. 代替所内電気設備による給電	57-8
h. 燃料の補給に用いる設備	57-8
（2）設置許可基準規則解釈への適合	57-9
2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	57-12
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	57-12
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	57-12
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	57-13
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	57-13
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	57-13
2.14.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	57-14
2.14.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	57-15
2.14.3 環境条件等	57-17
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	57-17
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	57-17
2.14.4 操作性及び試験・検査性について	57-18
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	57-18
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	57-19

2.14.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(電源設備)</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.14 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>第 57 条第 2 項の要求に対する機器については、今回は未申請であり、対象外であることを確認した（附則にて平成 30 年 7 月 7 日まで猶予有り）。</p> <p>①技術的能力審査基準 1.14 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 非常用電源（交流）による給電に用いる設備</p> <p>a. ディーゼル発電機による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機 ・ 燃料油貯油槽 ・ 重油タンク ・ ミニローリー <p>(2) 代替電源（交流）による給電</p> <p>b. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空冷式非常用発電装置 ・ 重油タンク ・ ミニローリー <p>c. 300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 300kVA 電源車 ・ 300kVA 電源車用変圧器 ・ 軽油タンク ・ ミニローリー <p>(3) 代替電源（直流）による給電に用いる設備</p> <p>d. 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄電池（非常用） <p>e. 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蓄電池（重大事故等対処用） <p>f. 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 75kVA 電源車

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油タンク ・ ミニローリー ・ 可搬型整流器 <p>(4) 代替所内電気設備による給電に用いる設備</p> <p>g. 代替所内電気設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空冷式非常用発電装置 ・ 重油タンク ・ ミニローリー ・ 代替電気設備受電盤 ・ 代替動力変圧器 <p>(5) 燃料の補給に用いる設備</p> <p>h. 燃料の補給に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽油タンク ・ ミニローリー <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備がないことを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p>（設備の目的）</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。 ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。

<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RGS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. ディーゼル発電機による給電

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 交流動力電源を供給するため、非常用電源設備のディーゼル発電機、燃料油貯油槽、重油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ディーゼル発電機は重大事故等の対応に必要な設備※へ電力を供給でき、燃料油貯油槽及び重油タンクはディーゼル発電機へ燃料を供給できる設計とする。 ・重油タンクは、移送配管を用いるほか、ミニローリーを用いても燃料の移送が可能な設計とする。 <p>（※：電動補助給水ポンプ、ほう酸ポンプ、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、海水ポンプ、格納容器スプレイポンプ、代替格納容器スプレイポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置、イグナイタ、イグナイタ作動温度計測装置、格納容器水素濃度計測装置、可搬型代替冷却水ポンプ、代替格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置、アニュラス排気ファン、アニュラス水素濃度(AM)計測装置、使用済燃料ピット水位計(AM)、使用済燃料ピット広域水位計(AM)、使用済燃料ピット温度計(AM)、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ(監視カメラ冷却設備含む)、中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、モニタリングステーション、モニタリングポスト、衛星電話設備及び安全パラメータ表示システム)</p>
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等時に必要な交流動力電源を供給する場合であることを確認した。</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）、（2）（第10.2.1図、第10.2.2図 ディーゼル発電機による非常用電源（交流）からの給電）と追補の概略系統図（第1.14.3図、第1.14.28図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）、（2）（第10.2.1図、第10.2.2図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。</p>

b. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」時に必要な交流負荷へ電力を供給する常設代替電源設備として、空冷式非常用発電装置、重油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・空冷式非常用発電装置は、中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。
 - ・空冷式非常用発電装置は、重油タンクよりミニローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

補足説明資料において、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手段、頻度等が示されている。（参照：「燃料補給説明資料」）

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（3）～（5）（第10.2.3図～5図 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電）と追補の概略系統図（第1.14.6図、第1.14.4図、第1.14.29図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（3）～（5）（第10.2.3図～5図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. 300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等の対応に最低限必要な設備に電力を供給する可搬型代替電源設備として、300kVA 電源車、300kVA 電源車用変圧器、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・300kVA 電源車は、300kVA 電源車用変圧器により電圧を低圧に変換したうえで非常用低圧母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。
 - ・300kVA 電源車は、軽油タンクよりミニローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（6）、（10）（第10.2.6図、第10.2.10図 300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電）と追補の概略系統図（第1.14.15図、第1.14.31図）が整合し

<p>ていることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（6）、（10）（第10.2.6図、第10.2.10図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。</p>
--

d. 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池（非常用）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蓄電池（非常用）は、中央制御室に隣接する計装盤室において簡易な操作で必要な負荷以外を切り離すことにより8時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。 ・蓄電池（重大事故等対処用）と組み合わせることにより事象発生から24時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合であることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（8）（第10.2.8図 蓄電池（非常用）による代替電源（直流）からの給電）と追補の概略系統図（第1.14.19図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（8）（第10.2.8図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。</p>

e. 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する所内常設蓄電式直流電源設備として、蓄電池（重大事故等対処用）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蓄電池（重大事故等対処用）は、蓄電池（非常用）により8時間にわたり電力の供給を行った後、中央制御室に隣接する計装盤室以外の場所で必要な負荷以外を切り離して16時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。 ・蓄電池（非常用）と組み合わせることにより24時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（7）（第10.2.7図 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電）と追補の概略系統図（第1.14.20図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（7）（第10.2.7図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

f. 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給する可搬型直流電源設備として、75kVA 電源車及び可搬型整流器により構成する可搬型直流電源装置並びに軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・可搬型直流電源装置は、直流母線へ接続することにより、24 時間にわたり電力を供給できる設計とする。
- ・75kVA 電源車は、軽油タンクよりミニローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（9）、（10）（第10.2.9図、第10.2.10図 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電）と追補の概略系統図（第1.14.23図、第1.14.31図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（9）、（10）（第10.2.9図、第10.2.10図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

g. 代替所内電気設備による給電

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 代替所内電気設備として、空冷式非常用発電装置、重油タンク、ミニローリー、代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。 ・ 代替所内電気設備は、空冷式非常用発電装置を代替電気設備受電盤に接続し、代替動力変圧器より電力を供給できる設計とする。 ・ 空冷式非常用発電装置は、重油タンクよりミニローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。 <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 2系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する場合であることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（11）（第10.2.11図 代替所内電気設備による給電）と追補の概略系統図（第1.14.26図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（11）（第10.2.11図）に記載されていることを確認した。</p> <p style="background-color: #e0e0e0;">補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。</p>

h. 燃料の補給に用いる設備

確認結果（伊方）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等時に補機駆動（中型ポンプ車、加圧ポンプ車、大型ポンプ車等及び緊急時対策所用発電機）用の軽油を補給するため、軽油タンク及びミニローリーを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中型ポンプ車、加圧ポンプ車、大型ポンプ車等及び緊急時対策所用発電機は、軽油タンクよりミニローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。 <p style="background-color: #e0e0e0;">補足説明資料において、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、大型ポンプ車等及び緊急時対策所用発電機への燃料補給の手段、頻度等が示されている。（参照：「燃料補給説明資料」）</p> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 2系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給する場合であることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（12）（第10.2.12図 燃料の補給に用いる設備）と追補の概略系統図（第1.14.31図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（12）（第10.2.12図）に記載されていることを確認した。</p> <p style="background-color: #e0e0e0;">補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p>

（その他の設備）
 ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第57条（電源設備） 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>① 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備することを確認。</p> <p>② 常設代替電源設備として交流電源設備を設置することを確認。</p> <p>③ 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>①以下のとおり、可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備することを確認した。</p> <p>（電源車） c. 300kVA 電源車による代替電源（交流）からの給電 f. 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電 （バッテリー） d. 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電 e. 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電</p> <p>②以下のとおり、常設代替電源設備として交流電源設備を設置することを確認した。</p> <p>（常設代替電源設備） b. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>③多様性及び独立性及び位置的分散については、「2. 14. 1. 1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認。</p>
<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。</p>	<p>④蓄電池（非常用及び重大事故等対処用）は、負荷の切離しを行わずに8時間、必要な負荷以外を切離して計24時間の電力の給電が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>d. 蓄電池（非常用）による非常用電源（直流）からの給電 e. 蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>い。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>④ 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・蓄電池（重大事故等対処用）は、蓄電池（非常用）により8時間にわたり電力の供給を行った後、中央制御室に隣接する計装盤室以外の場所で必要な負荷以外を切り離して16時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。 ・蓄電池（重大事故等対処用）は、蓄電池（非常用）と組み合わせることにより24時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。
<p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>⑤ 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備することを確認。</p>	<p>⑤以下の設計方針とし、24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備することを確認した。</p> <p>f. 可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型直流電源装置（75kVA 電源車と可搬型整流器）は、直流母線へ接続することにより、24時間にわたり電力を供給できる設計とする。 ・75kVA 電源車は、軽油タンクよりミニローリーを用いて燃料を補給できる設計とする。
<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>⑥ 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できることを確認（今回の申請が3号機のみであるため適用されない）。</p>	<p>⑥未申請号機との電力融通に用いる設備（号機間連絡ケーブル、予備ケーブル（号機間連絡用））については、未申請号機における新規制基準への適合性を確認していないことから、対象外であることを確認した。</p> <p>なお、1,2号炉との電力融通に用いる設備（号機間連絡ケーブル、予備ケーブル（号機間連絡用））については、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」（追補1.14-8参照）にて、多様性拡張設備に整理されることを確認した。</p>
<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>⑦所内電気設備は、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器等を設けることなどにより少なくとも一系統は機能が維持され、これらは設置場所で操作が可能であり接近性を有することを確認した。</p> <p>g. 代替所内電気設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成することにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は電力供給機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>⑦ 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ることを確認。</p>	<p>・代替所内電気設備は、空冷式非常用発電装置を代替電気設備受電盤に接続し、代替動力変圧器より電力を供給できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
空冷式非常用発電装置、ディーゼル発電機	空冷式非常用発電装置、300kVA 電源車、可搬型直流電源装置、代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器は、設計基準事故対処設備に対して独立した電路で接続されることなどにより独立性を有していること、設計基準事故対処設備とは異なる区画において整備するなど位置的分散を図ることを確認した。 屋外の空冷式非常用発電装置と原子炉補助建屋内のディーゼル発電機は、適切な離隔距離を持った位置に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。また、原子炉補助機冷却海水設備による冷却水を必要とするディーゼル発電機に対し、空冷式非常用発電装置は原子炉補助機冷却海水設備に期待しない空冷式のディーゼル駆動とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とすることを確認した。
蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）	蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）は、ディーゼル発電機と異なる区画に設置し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。 原子炉補助建屋内の蓄電池（重大事故等対処用）と蓄電池（非常用）は、異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう互いに位置的分散を図る設計とすることを確認した。
代替所内電気設備（代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器）	以下の設計方針であることを確認した。 代替所内電気設備である代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器は、原子炉補助建屋内の所内電気設備である2系統の非常用母線と異なる原子炉建屋内に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。また、電源を空冷式非常用発電装置とすることで、ディーゼル発電機を電源とする系統に対し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。 空冷式非常用発電装置を使用した代替電源系統は、空冷式非常用発電装置から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの電源系統に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立した設計とする。
蓄電池（重大事故等対処用）及び可搬型直流電源装置	蓄電池（重大事故等対処用）及び可搬型直流電源装置を使用した直流電源系統は、蓄電池（重大事故等対処用）及び可搬型直流電源装置から直流コントロールセンタまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、蓄電池（非常用）から直流コントロールセンタまでの電源系統に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立した設計とすることを確認した。 代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器を使用した代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、所内電気設備である2系統の非常用母線に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立した設計とすることを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
ミニローリー	ミニローリーは、重油用として1台及び軽油用として2台を使用することから、少なくとも3台は原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保し、屋外の複数箇所に分散して保管することで、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機及び余熱除去ポンプ等※の設計基準事故対処設備に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。※炉心注水に用いる余熱除去ポンプ等の機能喪失を代替する中型ポンプ車等の燃料補給にミニローリーを用いるため位置的分散を考慮している。

300kVA 電源車及び 300kVA 電源車用変圧器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>300kVA 電源車は、空冷式のディーゼル駆動とし、水冷式のディーゼル発電機に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。</p> <p>300kVA 電源車及び 300kVA 電源車用変圧器は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、2セットは原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、屋外の空冷式非常用発電装置から少なくとも1セットは 100m 以上の離隔距離を確保した屋外の複数箇所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る。</p> <p>300kVA 電源車を使用した代替電源系統は、300kVA 電源車から非常用低圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、ディーゼル発電機から非常用低圧母線までの電源系統に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立した設計とする。</p>
可搬型直流電源装置（75kVA 電源車及び可搬型整流器）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>可搬型直流電源装置は、空冷式のディーゼル駆動である 75kVA 電源車を使用することで、蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。</p> <p>75kVA 電源車は、原子炉補助建屋内の蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）に対して、2台は原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して屋外に保管し、可搬型整流器は、原子炉補助建屋内の蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）に対して、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の異なる区画に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>

c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）

2 以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数箇所設置することとしている。57 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
ミニローリー	原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備でないため、対象外としていることを確認した。
300kVA 電源車及び 300kVA 電源車用変圧器	300kVA 電源車及び 300kVA 電源車用変圧器からのケーブルの接続箇所は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、複数箇所設置することを確認した。
可搬型直流電源装置（75kVA 電源車及び可搬型整流器）	可搬型直流電源装置の接続箇所は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するために、複数箇所設置することを確認した。

e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）

57 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
ミニローリー	ミニローリーは、重油用として 1 台及び軽油用として 2 台を使用することから、少なくとも 3 台は原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保し、屋外の複数箇所に分散して保管することで、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機及び余熱除去ポンプ等※の設計基準事故対処設備に対して、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。※炉心注水に用いる余熱除去ポンプ等の機能喪失を代替する中型ポンプ車等の燃料補給にミニローリーを用いるため位置的分散を考慮している。

300kVA 電源車及び300kVA 電源車用変圧器	300kVA 電源車及び300kVA 電源車用変圧器は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機に対して、2セットは原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに、屋外の空冷式非常用発電装置から少なくとも1セットは100m以上の離隔距離を確保した屋外の複数箇所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図ることを確認した。
可搬型直流電源装置（75kVA 電源車及び可搬型整流器）	75kVA 電源車は、原子炉補助建屋内の蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）に対して、2台は原子炉補助建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して屋外に保管し、可搬型整流器は、原子炉補助建屋内の蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）に対して、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の異なる区画に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.14.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
ディーゼル発電機、燃料油貯油槽及び蓄電池（非常用）	ディーゼル発電機、燃料油貯油槽及び蓄電池（非常用）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器及び蓄電池（重大事故等対処用）	空冷式非常用発電装置、代替電気設備受電盤、代替動力変圧器及び蓄電池（重大事故等対処用）は、遮断器操作等によって通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
300kVA 電源車、300kVA 電源車用変圧器、75kVA 電源車、可搬型整流器	300kVA 電源車、300kVA 電源車用変圧器、75kVA 電源車、可搬型整流器は、通常時に接続先の系統と分離すること及び重大事故時は重大事故等対処設備として系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
空冷式非常用発電装置、300kVA 電源車及び75kVA 電源車	空冷式非常用発電装置、300kVA 電源車及び75kVA 電源車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
重油タンク、軽油タンク及びミニローリー	重油タンク、軽油タンク及びミニローリーは、他の設備から独立して使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
ミニローリー、300kVA 電源車、75kVA 電源車及び可搬型整流器	ミニローリー、300kVA 電源車、75kVA 電源車及び可搬型整流器を設置する時は、車輪止めや固縛等によって固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.14.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
空冷式非常用発電装置、燃料油貯油槽	以下の設計方針であることを確認した。 空冷式非常用発電装置は、常設代替電源として、重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の対処のために必要な負荷容量に対して十分である発電機容量を有する設計とする。 燃料油貯油槽は、設計基準事故対処設備の燃料貯蔵機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、重油タンクと組み合わせて重大事故等発生後7日間にわたりディーゼル発電機の連続運転に必要な燃料に対して十分であるため、設計基準事故対処設備のタンク容量と同仕様の設計とする。 補足説明資料において、重大事故等時に用いる機器について負荷容量の積上げ等が示されている。（参照：「電源供給説明資料」）
重油タンク、軽油タンク	以下の設計方針であることを確認した。 重油タンクは、設計基準事故対処設備の燃料貯蔵機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、重大事故等発生後7日間にわたり空冷式非常用発電装置の連続運転に必要な燃料又は燃料油貯油槽と組み合わせて重大事故等発生後7日間にわたりディーゼル発電機の連続運転に必要な燃料に対して十分であるため、設計基準事故対処設備のタンク容量と同仕様の設計とする。 軽油タンクは、重大事故等発生後7日間、重大事故等対処設備の連続運転に必要な燃料に対して十分であるタンク容量を有する設計とする。
ディーゼル発電機	ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備の電源機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の発電機容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の発電機容量と同仕様の設計とすることを確認した。
蓄電池（非常用）	蓄電池（非常用）は設計基準事故対処設備の電源機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の蓄電池容量が、中央制御室に隣接する計装盤室において簡易な操作で必要な負荷以外を切り離すことにより8時間にわたって電力を供給できる容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の蓄電池容量と同仕様の設計とすることを確認した。
蓄電池（重大事故等対処用）	蓄電池（重大事故等対処用）は中央制御室に隣接する計装盤室以外の場所で必要な負荷以外を切り離すことにより、さらに16時間にわたって電力を供給できる容量に対して十分である蓄電池容量を有する設計とすることを確認した。これらの蓄電池を組み合わせることで、全交流動力電源喪失の発生から24時間にわたって電力を供給できる設計とすることを確認した。
代替所内電気設備（代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器）	代替所内電気設備である代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器は、所内電気設備である2系統の非常用母線等の機能が喪失したことにより発生する重大事故等の対応に必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とすることを確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
ミニローリー	300kVA 電源車等は、燃料の補給が可能であり24時間にわたり電力の給電が可能な設計とすることを確認した。 ミニローリーは、ディーゼル発電機又は空冷式非常用発電装置の連続運転に必要な重油を補給できるタンク容量を有するものを1台並びに300kVA 電源車、75kVA 電源車、中型ポンプ車、加圧ポンプ車、大型ポンプ車等及び緊急時対策所用発電機の連続運転に必要な軽油を補給できるタンク容量を有

	<p>するものを2台使用し、これらを合わせて1セット3台を使用することを確認した。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台を加えた合計5台を分散して保管することを確認した。</p>
<p>300kVA 電源車及び300kVA 電源車用変圧器</p>	<p>300kVA 電源車及び300kVA 電源車用変圧器は、それぞれ1セット1台で設計基準事故対処設備の電源が喪失する重大事故等時に最低限必要な交流負荷へ電力を供給するために必要な容量を有する設計とする。保有数は、それぞれ2セット2台に故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加え、それぞれ合計3台を分散して保管することを確認した。補足説明資料において、重大事故等時に用いる機器について負荷容量の積上げ等が示されている。（参照：「電源供給説明資料」）</p>
<p>可搬型直流電源装置（75kVA 電源車及び可搬型整流器）</p>	<p>可搬型直流電源装置を構成する75kVA 電源車及び可搬型整流器は、それぞれ1台で重大事故等の対処に必要な容量を有する設計とする。75kVA 電源車の保有数は、2セット2台に故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計3台を分散して保管する設計とすることを確認した。可搬型整流器の保有数は、2セット2個に故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計3個を分散して保管する設計とすることを確認した。</p>

2.14.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
代替電気設備受電盤、代替動力変圧器、ディーゼル発電機、蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）、可搬型整流器	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置） 代替電気設備受電盤、代替動力変圧器、ディーゼル発電機、蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）、可搬型整流器
空冷式非常用発電装置、重油タンク及び軽油タンク、ミニローリー、300kVA 電源車、300kVA 電源車用変圧器及び75kVA 電源車、燃料油貯油槽	（屋外に設置） 空冷式非常用発電装置、重油タンク及び軽油タンク、ミニローリー、300kVA 電源車、300kVA 電源車用変圧器及び75kVA 電源車、燃料油貯油槽

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
空冷式非常用発電装置	操作は中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。
ディーゼル発電機	操作は中央制御室及び設置場所で可能な設計とする。
代替電気設備受電盤及び蓄電池（重大事故等対処用）	操作は設置場所で可能な設計とする。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
ミニローリー、300kVA 電源車及び300kVA 電源車用変圧器、75kVA 電源車及び可搬型整流器	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所で可能な設計とする。

2.14.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
ディーゼル発電機	ディーゼル発電機を使用した電源系統は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。ディーゼル発電機は、操作スイッチにより中央制御室及び設置場所での操作が可能な設計とすることを確認した。
空冷式非常用発電装置、燃料油貯油槽	以下の設計方針であることを確認した。 空冷式非常用発電装置を使用した電源系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から遮断器操作にて速やかに切替えられる設計とする。 空冷式非常用発電装置の操作は、中央制御室及び設置場所で操作スイッチにより可能な設計とする。 燃料油貯油槽は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とする。
重油タンク、軽油タンク	以下の設計方針であることを確認した。 重油タンクは設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 軽油タンクは、重大事故等が発生した場合でも、他の系統と切替えることなく独立の系統で使用できる設計とする。 重油タンク又は軽油タンクからの燃料の移送は、ミニローリー又は移送配管を用いて、弁操作等により容易に可能な設計とする。
代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器	代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とすることを確認した。 代替電気設備受電盤の操作は、設置場所で操作スイッチにより可能な設計とすることを確認した。
蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）	蓄電池（非常用）は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。 蓄電池（重大事故等対処用）は、直流コントロールセンタ近傍の開閉装置により操作することで、蓄電池（非常用）からの切替えが可能な設計とすることを確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
ミニローリー	以下の設計方針であることを確認した。 ミニローリーは、重大事故等が発生した場合でも、他の系統と切替えることなく独立の系統で使用できる設計とする。 ミニローリーは車両として移動可能な設計とするとともに、専用の接続規格により重油タンク、軽油タンク及び移送配管と確実に接続できる設計とする。ミニローリーは、屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。
300kVA 電源車及び300kVA 電源車用変圧器	以下の設計方針であることを確認した。 300kVA 電源車及び300kVA 電源車用変圧器は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。 また、一般的な工具を用いることで、ボルト・ネジ接続により、ケーブルを接続口に容易かつ確実に接続でき重大事故等が発生した場合でも、遮断器等により通常系統との切替えが可能な設計とする。 300kVA 電源車、300kVA 電源車用変圧器は、屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。
75kVA 電源車及び可搬型整流器	75kVA 電源車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。可搬型整流器へは、一般的な工具を用いることで、ボルト・ネジ接続により容易かつ確実に接続できる設計とすることを確認した。

	<p>原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に保管する可搬型整流器は、接続箇所まで運搬、移動ができる設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>また、現場操作は一般的な工具を用いるボルト・ネジ接続により、ケーブルを接続口に容易かつ確実に接続できる設計とする。</p> <p>75kVA 電源車及び可搬型整流器を用いる可搬型直流電源装置は、直流コントロールセンタ近傍の開閉装置により操作することで、蓄電池（非常用）からの切替えが可能な設計とする。</p> <p>75kVA 電源車は、屋外のアクセスルート、可搬型整流器は、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。</p>
--	--

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
空冷式非常用発電装置、300kVA 電源車、75kVA 電源車及び可搬型整流器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>常設代替電源設備にて使用する空冷式非常用発電装置、可搬型代替電源設備にて使用する300kVA 電源車並びに可搬型直流電源装置にて使用する75kVA 電源車及び可搬型整流器は、模擬負荷による機能・性能確認が可能な設計とする。</p> <p>空冷式非常用発電装置は、分解が可能な設計とする。</p>
300kVA 電源車及び75kVA 電源車、300kVA 電源車用変圧器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>300kVA 電源車及び75kVA 電源車は、分解又は取替が可能な設計とする。さらに、300kVA 電源車及び75kVA 電源車は車両として、運転状態の確認が可能な設計とするとともに、外観点検が可能な設計とする。</p> <p>300kVA 電源車用変圧器は、絶縁抵抗測定による機能・性能確認が可能な設計とする。</p>
燃料油貯油槽、重油タンク、軽油タンク及びミニローリー	<p>燃料油貯油槽、重油タンク、軽油タンク及びミニローリーは、油量、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能なように油面計又は検尺口を設け、内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とすることを確認した。</p>
ミニローリー	<p>ミニローリーは、通常ラインにて採油及び給油の機能・性能確認ができる設計とすることを確認した。また、車両として運転状態の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）	<p>所内常設蓄電式直流電源設備である蓄電池（非常用）及び蓄電池（重大事故等対処用）は、電圧及び比重測定による機能・性能確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
代替所内電気設備（代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器）	<p>代替所内電気設備に使用する代替電気設備受電盤及び代替動力変圧器は、絶縁抵抗測定による機能・性能確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
ディーゼル発電機	<p>ディーゼル発電機は、分解点検が可能な設計とし、系統負荷により機能・性能確認が可能な系統設計とする。</p>

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（計装設備（第58条））

技術的能力基準 1.15 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 58 条及び第 43 条への適合性を確認する。

計装設備（第58条）

2.15.1 適合方針	58-2
(1) 設置許可基準規則への適合	58-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	58-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	58-3
a. 監視機能喪失時に使用する設備	58-3
b. 計器電源喪失時に使用する設備	58-4
c. パラメータ記録時に使用する設備	58-5
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	58-6
2.15.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	58-7
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	58-7
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	58-8
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	58-8
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	58-8
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	58-8
2.15.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	58-8
2.15.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	58-11
2.15.3 環境条件等	58-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	58-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	58-14
2.15.4 操作性及び試験・検査性について	58-15
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	58-15
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	58-17

2.15.1 適合方針

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（計装設備）</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.15 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.15 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 監視機能喪失時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第 6.4.3 表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照。 ・ 第 6.4.4 表「代替パラメータによる主要パラメータの推定」を参照。 ・ 添付書類十 第 5.1.1 表「1.15 事故時の計装に関する手順書等」を参照。 <p>（可搬型の重大事故等対処設備による計測）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器水素濃度 ・ アニユラス水素濃度 (AM) ・ 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 ・ 格納容器再循環ユニット入口温度 ・ 格納容器再循環ユニット出口温度 <p>b. 計器電源喪失時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型計測器 ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】 電源設備 ・ 蓄電池（重大事故等対処用） 【57 条】 電源設備 ・ 75kVA 電源車 【57 条】 電源設備 ・ 可搬型整流器 【57 条】 電源設備 <p>c. パラメータ記録時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全パラメータ表示システム ・ SPDS 表示端末 ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口/出口用） <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.15.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・ディーゼル発電機 【57条】電源設備</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。 ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。 ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。 例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。 例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 監視機能喪失時に使用する設備

確認結果（伊方）
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するため、第6.4.3表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示す重大事故等対処設備を使用することを確認した。</p>

また、現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータ（格納容器水素濃度、アニュラス水素濃度(AM)、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力、格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度）について、可搬型の重大事故等対処設備を用いて計測することを確認した。

（対象パラメータは、第 6. 4. 3 表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」、第 6. 4. 4 表「代替パラメータによる主要パラメータの推定」及び添付書類十 第 5. 1. 1 表「1. 15 事故時の計装に関する手順書等」を参照）

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。
- ・ 重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。
- ・ 計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネル又は他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。
- ・ 可搬型の重大事故等対処設備を用いて、各パラメータ（格納容器水素濃度、アニュラス水素濃度(AM)、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力、格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度）を計測する。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）により当該パラメータを推定する場合、可搬型の重大事故等対処設備により計測する場合であることを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成はないが、設備の概略系統図（第 6. 4. 1 図 重要計器及び重要代替計器（重大事故等対処設備））と追補の概略系統図（第 1. 15. 3 図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す重大事故等対処設備が概略系統図（第 6. 4. 1 図）に記載されていることを確認（可搬型以外）した。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器を用いて計測することを確認した。（対象機器は、第 6. 4. 2 表「計装設備（可搬型）の設備仕様」、第 6. 4. 3 表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照）。なお、補足説明資料において、可搬型計測器により計測する測定対象パラメータ等が示されている。（参照：「計測範囲説明書」）

また、全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備電源設備として空冷式非常用発電装置、蓄電池（重大事故等対処用）、75kVA 電源車及び可搬型整流器を使用することを確認した。（なお、代替電源設備電源設備については、【57 条】で確認）

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか 1 つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。
- ・ 同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

- ・全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として空冷式非常用発電装置、蓄電池（重大事故等対処用）、75kVA 電源車及び可搬型整流器を使用する。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生し、直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 6.4.2 図 計器の電源）と追補の概略系統図（第 1.15.4 図）が整合していることを確認。
 ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 6.4.2 図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. パラメータ記録時に使用する設備

確認結果（伊方）

（設備の目的）

- ① 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録するため、以下の重大事故等対処設備を使用することを確認した。
 ・安全パラメータ表示システム、SPDS 表示端末、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。
 ・重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われなるとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。
 ・重大事故等の対応に必要な現場のパラメータについても、記録できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生し、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録する場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成はないが、安全パラメータ表示システムについては、設備の概略系統図（第 6.4.3 図 安全パラメータ表示システムによる記録）と追補の概略系統図（第 1.15.8 図）が整合していることを確認。
 ⑤ ①で示す安全パラメータ表示システムが概略系統図（第 6.4.3 図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第58条（計装設備） 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>①「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」が選定されていることを確認。</p>	<p>全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等）を明確にしていることを確認した。</p> <p>①当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十 第5.1.1表「1.15 事故時の計装に関する手順書等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とすることを確認した。重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にしていることを確認した。当該パラメータを推定するために必要なパラメータとして、添付書類十 第5.1.1表「1.15 事故時の計装に関する手順書等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とすることを確認した。計測範囲を表6.4.1表及び表6.4.2表に、設計基準最大値等を表6.4.3表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示されていることを確認した。</p>
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>② 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすることを確認。</p>	<p>②設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力について、表6.4.3表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」の計測範囲及び把握能力にて明確にしていることを確認した。</p>
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p>	<p>③④⑤重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、代替パラメータ及び可搬型計測器により原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していることを確認した。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</p> <p>計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネル又は他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的な</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと</p> <p>③ 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備することを確認。</p> <p>④ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備することを確認。</p> <p>⑤ 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくことを確認。</p>	<p>パラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。</p> <p>補足説明資料において、主要パラメータの代替パラメータによる推定方法及び監視パラメータの計測範囲等が示されている。（参照：「主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について」、「計測範囲説明書」）</p>
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができることを確認。</p>	<p>⑥安全パラメータ表示システム等により重大事故等の対応に必要なパラメータが一定期間保存される容量を有すること、計測又は監視及び記録する機能を有していることを確認した。</p> <p>安全パラメータ表示システム、SPDS 表示端末、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）により、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要な現場のパラメータについても、記録できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.15.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第 43 条第 2 項第 3 号）

43 条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
重要代替監視パラメータを計測する設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>常設の重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。</p>

	<p>重要代替監視パラメータを計測する設備は重要監視パラメータを計測する設備と可能な限り位置的分散を図る設計とする。</p> <p>重要監視パラメータの計測、重要監視パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替監視パラメータの計測における電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>（電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備にて記載）</p>
--	---

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度（AM）計測装置、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力、SPDS表示端末	対応する設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備はないため、対象外であることを確認した。
可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）、可搬型計測器	可搬型の重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。
	重要代替監視パラメータの計測における電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用ディーゼル発電機に対して多様性を持った電源から給電できる設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
	原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いため、対象外としていることを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
アニュラス水素濃度（AM）計測装置、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力、SPDS表示端末	対応する設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備はないため、対象外としていることを確認した。
格納容器水素濃度計測装置、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）、可搬型計測器	重要代替監視パラメータを計測する設備は重要監視パラメータを計測する設備と可能な限り位置的分散を図る設計とする。

2.15.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
常設の重大事故等対処設備のうち多重性を有するパラメータの計測装置	常設の重大事故等対処設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置は、チャンネル相互を物理的、電氣的に分離し、チャンネル間の独立を図るとともに、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互を分離し、独立を図ることで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とすることを確認した。
格納容器水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度（AM）計測装置、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）並びに可搬型計測器	可搬型の格納容器水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度（AM）及び原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置、格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）並びに可搬型計測器は、通常時は接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末	安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材高温側温度（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度（広域） ・ 1 次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 高圧注入ライン流量 ・ 余熱除去ループ流量 ・ 代替格納容器スプレイライン積算流量（AM） ・ 格納容器スプレイラインB 積算流量 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器内圧力（広域） ・ 格納容器内圧力（A M） ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 線源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 ・ 補助給水ライン流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は他の設備から独立して単独で使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材高温側温度（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度（広域） ・ 1 次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 高圧注入ライン流量 ・ 余熱除去ループ流量 ・ 代替格納容器スプレイライン積算流量（AM） ・ 格納容器スプレイラインB 積算流量 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器内圧力（広域） ・ 格納容器内圧力（A M） ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 線源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 ・ 補助給水ライン流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位

<ul style="list-style-type: none">・ 燃料取替用水タンク水位・ ほう酸タンク水位・ 補助給水タンク水位・ 格納容器水位・ 原子炉下部キャビティ水位	<ul style="list-style-type: none">・ 燃料取替用水タンク水位・ ほう酸タンク水位・ 補助給水タンク水位・ 格納容器水位・ 原子炉下部キャビティ水位
--	--

2.15.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設の重大事故等対処設備のうち、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定できるものは、設計基準事故等対処設備と同仕様で設計すること等を確認した。補足説明資料において、監視パラメータの計測範囲等が示されている。（参照：「計測範囲説明書」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材高温側温度（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度（広域） ・ 1 次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 高圧注入ライン流量 ・ 余熱除去ループ流量 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器内圧力（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 線源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 ・ 補助給水ライン流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・ 燃料取替用水タンク水位 ・ ほう酸タンク水位 ・ 補助給水タンク水位 ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故等対処設備と同仕様の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材高温側温度（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度（広域） ・ 1 次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 高圧注入ライン流量 ・ 余熱除去ループ流量 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器内圧力（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 線源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 ・ 補助給水ライン流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・ 燃料取替用水タンク水位 ・ ほう酸タンク水位 ・ 補助給水タンク水位 ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイライン積算流量(AM) ・ 格納容器スプレイラインB積算流量 ・ 格納容器内圧力(AM) ・ 格納容器水位 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイライン積算流量(AM) ・ 格納容器スプレイラインB積算流量 ・ 格納容器内圧力(AM) ・ 格納容器水位

・原子炉下部キャビティ水位	・原子炉下部キャビティ水位
---------------	---------------

58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

43条の設計方針において、重大事故等時に監視に必要な計装設備について、計測範囲が示されていること、システムの目的に応じて1セットに必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。補足説明資料において、可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数が示されている。（参照：「可搬型計測器及び可搬型温度計測装置に必要な台数の整理について」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度（AM）計測装置 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力、 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）	以下の設計方針であることを確認した。 可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲及び、十分に余裕のある個数を有する設計とする。 可搬型の格納容器水素濃度及びアニュラス水素濃度（AM）の計測装置は、1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個を保管する。 可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置は、1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個を保管する。 格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は、1セット4個（測定時の故障を想定した1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として4個を加えた合計8個を保管する。
可搬型計測器	以下の設計方針であることを確認した。 可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用として1セット38個（測定時の故障を想定した3個含む）使用する。 保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として20個を加えた合計58個を保管する。 安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末は、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とする。
SPDS表示端末	SPDS表示端末の保有数は、1セット1個に故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット1個を加えた合計2個とすることを確認した。

2.15.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材高温側温度（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度（広域） ・ 1 次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 格納容器水位 ・ 原子炉下部キャビティ水位 ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 線源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイライン積算流量(AM) ・ 格納容器内圧力（広域） ・ 格納容器内圧力(AM) ・ 補助給水ライン流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 高圧注入ライン流量 ・ 余熱除去ループ流量 	<p>以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備に係る耐環境性等が示されている。（参照：「審査会合会議資料」）</p> <p>（原子炉格納容器内に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材高温側温度（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度（広域） ・ 1 次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 格納容器水位 ・ 原子炉下部キャビティ水位 ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 線源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 <p>なお、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び線源領域中性子束については、重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>（原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイライン積算流量(A M) ・ 格納容器内圧力（広域） ・ 格納容器内圧力(A M) ・ 補助給水ライン流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 高圧注入ライン流量

<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイラインB 積算流量 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・燃料取替用水タンク水位 ・ほう酸タンク水位 <ul style="list-style-type: none"> ・補助給水タンク水位 	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去ループ流量 ・格納容器スプレイラインB 積算流量 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・燃料取替用水タンク水位 ・ほう酸タンク水位 (屋外に設置) ・補助給水タンク水位
<ul style="list-style-type: none"> ・高圧注入ライン流量 ・余熱除去ループ流量 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、インターフェイスシステムLOCA時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧注入ライン流量 ・余熱除去ループ流量
格納容器水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度(AM)計測装置及び原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置、	可搬型の格納容器水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度(AM)計測装置及び原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置は、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）、可搬型計測器	格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は、原子炉補助建屋内に保管し、原子炉建屋に設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 可搬型計測器は、原子炉補助建屋内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末	安全パラメータ表示システムは、原子炉補助建屋及び緊急時対策所(EL. 32m)に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。SPDS表示端末は、緊急時対策所(EL. 32m)に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備、安全パラメータ表示システム	対応操作は無いため、対象外であることを確認した。

58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下である。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器水素濃度計測装置、アニュラス水素濃度(AM)計測装置及び原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所（計測場所）から操作可能な設計とすることを確認した。
可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）、可搬型計測器	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所（計測場所）から操作可能な設計とすることを確認した。

2.15.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材高温側温度（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度（広域） ・ 1 次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 高圧注入ライン流量 ・ 余熱除去ループ流量 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器内圧力（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 線源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 ・ 補助給水ライン流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・ 燃料取替用水タンク水位 ・ ほう酸タンク水位 ・ 補助給水タンク水位 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材高温側温度（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度（広域） ・ 1 次冷却材圧力 ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 ・ 高圧注入ライン流量 ・ 余熱除去ループ流量 ・ 格納容器内温度 ・ 格納容器内圧力（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ 格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 線源領域中性子束 ・ 蒸気発生器狭域水位 ・ 蒸気発生器広域水位 ・ 補助給水ライン流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・ 燃料取替用水タンク水位 ・ ほう酸タンク水位 ・ 補助給水タンク水位
<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイライン積算流量(AM) ・ 格納容器スプレイラインB 積算流量 ・ 格納容器内圧力(AM) 	<p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイライン積算流量(AM) ・ 格納容器スプレイラインB 積算流量 ・ 格納容器内圧力(AM)

<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器水位 ・原子炉下部キャビティ水位 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器水位 ・原子炉下部キャビティ水位
安全パラメータ表示システム	安全パラメータ表示システムは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。記録時においては、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とすることを確認した。

58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
格納容器水素濃度計測装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>可搬型の格納容器水素濃度計測装置に使用する計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、現場で確実に接続できる設計とする。</p> <p>格納容器水素濃度計測装置の指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。格納容器水素濃度計測装置は、台車により運搬、移動ができる設計とするとともに、一般的に使用される工具を用いて、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>格納容器水素濃度計測装置を使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。</p> <p>切替えに伴う配管の接続作業は、簡便な接続規格とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。</p>
アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>可搬型のアニュラス水素濃度 (AM) 計測装置に使用する計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、現場で確実に接続できる設計とする。</p> <p>アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置の指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置は、台車により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固定できる設計とする。</p> <p>アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置を使用したアニュラス部の水素濃度の測定を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。</p> <p>切替えに伴う配管の接続作業は、簡便な接続規格とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。</p>
原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置	<p>可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の計測装置の接続はねじ込み式とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて現場で確実に接続できる設計とすることを確認した。</p> <p>設計基準対象施設と兼用せず、弁操作等にて速やかに切替えられる設計とすることを確認した。</p>
可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）	<p>格納容器再循環ユニット入口温度及び格納容器再循環ユニット出口温度の計測装置である可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は、検出器と温度計本体の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、現場で確実に接続できる設計とすることを確認した。</p> <p>設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とすることを確認した。</p>
可搬型計測器	<p>可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて現場で確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。</p>
SPDS 表示端末	<p>SPDS 表示端末は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>SPDS 表示端末は専用のコネクタにより、確実に接続できる設計とすることを確認した。</p>

格納容器水素濃度計測装置，アニュラス水素濃度（AM）計測装置，原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）並びに可搬型計測器	格納容器水素濃度，アニュラス水素濃度（AM），原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）並びに可搬型計測器は，屋内のアクセスルートを通行して設置場所まで移動できる設計とすることを確認した。
--	---

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備	重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口／出口用）は，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末	情報の把握を行うために使用する安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末は，機能・性能の確認が可能な設計とすることを確認した。 外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

審査の視点、審査確認事項等の整理表（原子炉制御室等（第26条）及び原子炉制御室（第59条））

設計基準対象施設としては、第26条に基づき追加要求となった、原子炉制御室に原子炉施設外の状況を把握できる設備を有することを確認する。

また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.16で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第59条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉制御室等（第26条）及び原子炉制御室（第59条）

1. 適合方針（第26条関係）	26&59-2
2.16.1 適合方針（第59条関係）	26&59-4
(1) 設置許可基準規則への適合	26&59-4
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	26&59-4
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	26&59-5
a. 居住性を確保するための設備	26&59-5
b. 汚染の持ち込みを防止するための設備	26&59-7
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	26&59-8
2.16.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	26&59-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	26&59-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	26&59-10
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	26&59-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	26&59-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	26&59-10
2.16.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	26&59-11
2.16.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	26&59-12
2.16.3 環境条件等	26&59-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	26&59-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	26&59-13
2.16.4 操作性及び試験・検査性について	26&59-14
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	26&59-14
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	26&59-14

1. 適合方針（第26条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げる ところにより、原子炉制御室（安全施設に属する ものに限る。以下この条において同じ。）を設けな ければならない。</p> <p>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備 を有するものとする。</p> <p>（解釈）</p> <p>第26条（原子炉制御室等）</p> <p>2第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の 外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある 自然現象等を把握できることをいう。</p>	<p>発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有 することを確認する。また、原子炉制御室から、発電 用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象 等を把握できることを確認する。</p> <p>① 発電用原子炉施設の外の状況として、第6条に基 づき抽出された自然現象及び外部人為事象のう ち、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあ るものが抽出されていることを確認。</p> <p>② 上記で抽出されたものについて、昼夜にわたり把 握し得る設備として、監視カメラや気象観測設備 等を用いて原子炉制御室で把握できる方針とす ることを確認。</p> <p>③ 公的機関からの地震、津波、竜巻情報、雷雨、降 雨予報、天気図、台風情報等について、原子炉制 御室において把握できる設備を設ける方針とす ることを確認。</p>	<p>原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況（海側、山側）を昼夜にわたり把 握するため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>① 中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備については、「外部からの衝撃」 で選定した発電所敷地で想定される自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子 炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがあるものがあって人為によるもの（故意によるものを除く。）のう ち、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象を抽出することを確認した。 補足説明資料において、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等が示されている。具体的 に、監視カメラにより把握可能な自然現象等や気象観測設備等のパラメータにより把握可能な発電用原 子炉施設の外の状況がしめされている。</p> <p>② ①により抽出された事象や発電所構内の状況を把握できるように以下の設備を設置することを確認し た。 補足説明資料において、外部状況把握のイメージが示されている。</p> <p>a. 監視カメラ 想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、 森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、船舶の衝突）の影響について、昼夜にわたり 発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持ったものを設置すること を確認した。 補足説明資料において、監視カメラの設置場所及び仕様が示されている。</p> <p>b. 気象観測装置等の設置 風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、気温、降水 等を測定する気象観測設備を設置することを確認した。</p> <p>③ 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計 とすることを確認した。</p> <p>c. 公的機関から気象状況を手入手できる設備等の設置 地震、津波、竜巻、落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手 するため、原子炉制御室にファックス、テレビ、ラジオ等の公共機関から気象情報を入手できる設備 を設置することを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（参考・要求事項に変更無し）</p> <p>（原子炉制御室等）</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>二 （略）</p> <p>三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。</p> <p>3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第26条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第1項第1号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。</p> <p>2 （略）</p> <p>3 第1項第3号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。</p> <p>4 第2項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。</p> <p>5 第3項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。</p>		

2.16.1 適合方針（第59条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（原子炉制御室） 第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準1.16により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準1.16により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 居住性を確保するための設備 a-1. 中央制御室換気空調設備 ・ 中央制御室遮へい ・ 中央制御室非常用給気ファン ・ 中央制御室空調ファン ・ 中央制御室再循環ファン ・ 中央制御室非常用給気フィルタユニット ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備</p> <p>a-2. 中央制御室の照明を確保する設備 ・ 中央制御室用可搬型照明 ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備</p> <p>a-3. 中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備 ・ 酸素濃度計 ・ 二酸化炭素濃度計</p> <p>b. 汚染の持ち込みを防止するための設備 ・ 中央制御室用可搬型照明 ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.16.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・ 中央制御室空調ユニット ・ ディーゼル発電機 【57条】電源設備</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 居住性を確保するための設備

確認結果（伊方）
<p>a-1：中央制御室換気空調設備</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮へい及び中央制御室換気空調設備の中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン及び中央制御室非常用給気フィルタユニットを使用する。また、代替電源として空冷式非常用発電装置を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等時において、中央制御室換気空調設備は、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。 ・中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。 ・運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気空調設備及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

- ・外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用給気フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第6.10.1図 中央制御室の設備）と追補の概略系統図（第1.16.1図）が整合していることを確認。
 ⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第6.10.1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

a-2：中央制御室の照明を確保する設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室用可搬型照明を使用する。また、代替電源として空冷式非常用発電装置を使用することを確認した。
 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・重大事故等時において、中央制御室の照明は、中央制御室用可搬型照明により確保できる設計とする。
 ・中央制御室用可搬型照明は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 照明設備のため、系統構成がないことを確認した。
 ⑤ 同上。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

a-3：中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。
 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 ・重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等時において中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成がないことを確認した。

⑤ 同上。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 汚染の持ち込みを防止するための設備

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるとともに、中央制御室用可搬型照明及び空冷式非常用発電装置を使用する。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・照明については、中央制御室用可搬型照明により確保できる設計とする。
- ・身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。
- ・中央制御室用可搬型照明は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染の持ち込み防止を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 区画のため、系統構成がないことを確認した。

⑤ 同上。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>第59条（原子炉制御室）</p> <p>1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>① 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>①について以下のとおり確認した。</p> <p>中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファン及び中央制御室用可搬型照明は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>①-1 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定していることを確認。</p> <p>①-2 炉心の著しい損傷が発生した場合におけるグランドシャインを含めた被ばく評価にあつては、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されていることを確認。</p>	<p>①-1</p> <p>中央制御室遮蔽による遮蔽、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファンによる空調管理に加え、外気を遮断し、中央制御室非常用給気ファン及び中央制御室非常用給気フィルタユニットを介することによる適切な空調管理により居住性を確保できること、また、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮することで運転員等の被ばくによる実効線量の低減を図り、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えない方針であることを確認した。</p> <p>なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、過圧破損（大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗）を想定し、遮蔽、空調管理、全面マスク等の着用及び運転員の交代を考慮した上で、7日間で約18mSvと評価していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から最も厳しくなる事故シーケンスとして、格納容器過圧破損を想定していること、中央制御室の被ばく評価が7日間で18mSvであること等が示されている。（参照：「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」）</p> <p>①-2</p> <p>補足説明資料において、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されている。（参照：「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性につ</p>	<p>②③④について以下のとおり確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>いて、次の要件を満たすものであること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認。</p>	<p>重大事故等時において、中央制御室換気空調設備は、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタを内蔵した中央制御室非常用給気フィルタユニット並びに中央制御室非常用給気ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用給気フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とすることを確認した。</p> <p>中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の被ばくから防護する設計とすることを確認した。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気空調設備及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とすることを確認した。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用給気フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>⑤ 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認。</p>	<p>⑤について以下のとおり確認した。</p> <p>重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。
 補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共2類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.16.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室換気空調設備（中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファン）	<p>d) 中央制御室の代替電源設備は、空冷式非常用発電装置とし、独立した電源供給ラインより給電が可能であることから、外部電源及びディーゼル発電機に対して多様性、独立性を有していること及び異なる区画に設置することにより位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>具体的には、以下の設計方針であることを確認した。 中央制御室換気空調設備は、多重性を持ったディーゼル発電機から給電できる設計とする。 中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファンは、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p> <p>補足説明資料において、中央制御室換気空調設備の電源構成図等が示されている。（参照：「原子炉制御室等（被ばく評価除く）について」） 電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備に記載。</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室用可搬型照明	<p>c) 中央制御室用可搬型照明は、配備されている通常照明に対して多様性を有していることを確認した。</p> <p>具体的には、以下の設計方針であることを確認した。 中央制御室用可搬型照明は、多重性を持ったディーゼル発電機から給電できる設計とする。 共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。 また、中央制御室及び原子炉補助建屋内に保管することで、使用場所の運転保安灯と位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、中央制御室可搬型照明の設備仕様等が示されている。（参照：「原子炉制御室等（被ばく評価除く）について」）</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室用可搬型照明	原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備でないため、対象外としていることを確認した。
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備でないため、対象外としていることを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室用可搬型照明	中央制御室用可搬型照明は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、中央制御室及び原子炉補助建屋内に保管することで、使用場所の運転保安灯と位置的分散を図る設計とすることを確認した。
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室及び緊急時対策所内で保管し中央制御室で使用する設計とすることを確認した。

2.16.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室遮へい	中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。
中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット	中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
中央制御室用可搬型照明	中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する中央制御室用可搬型照明は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.16.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファン	重大事故等時に中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファンは、設計基準事故対処設備の中央制御室換気空調設備と兼用しており、重大事故等時に運転員の放射線被ばくを防止するために中央制御室内の換気に必要な容量に対して、十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。
中央制御室非常用給気フィルタユニット	重大事故等時に中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用給気フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して、十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室用可搬型照明	中央制御室用可搬型照明は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度を有するものを2個、重大事故等時に身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを4個使用し、1セット6個とする。保有数は、1セット6個、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として2個の合計8個を分散して保管する。
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものそれぞれ1個を1セットとし、1セット使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計2セット（バックアップ用は緊急時対策所と兼用）を分散して保管する。

2.16.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット、中央制御室遮へい	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉補助建屋内に設置） 中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット。 中央制御室遮へいは、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
中央制御室用可搬型照明、	（中央制御室内及び原子炉補助建屋内） 中央制御室用可搬型照明
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	（中央制御室及び緊急時対策所内） 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室換気空調設備	以下の設計方針であることを確認した。 中央制御室換気空調設備は、中央制御室から操作可能な設計とする。 駆動源（空気）が喪失した場合、又は直流電源が喪失した場合には、空気作動ダンパの操作は、設置場所近傍から可能な設計とする。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室用可搬型照明	中央制御室用可搬型照明の操作は設置場所で可能な設計とする。中央制御室並びに身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画で操作可能な設計とすることを確認した。
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、外気の遮断以降、室内の濃度の確認ができることを確認した。 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の操作は、中央制御室（計測場所）で可能な設計とすることを確認した。

2.16.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室遮へい	中央制御室遮へいは、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とすることを確認した。
中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット	以下の設計方針であることを確認した。 中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン及び中央制御室非常用給気ファンは、中央制御室で操作が可能な設計とする。 中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット）の運転モード切替は、中央制御室換気系隔離信号による自動作動のほか、中央制御室での操作スイッチによる手動切替操作も可能な設計とし、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とする。 また、運転モード切替に使用する空気作動ダンパは、駆動源（空気）が喪失した場合、又は直流電源が喪失した場合にも一般的に使用される工具を用いて現場にて人力で開操作が可能な構造とする。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び中央制御室用可搬型照明	酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び中央制御室用可搬型照明は、汎用品を用いる等、付属の操作スイッチにより容易かつ確実に設置場所で操作ができる設計とする。設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とすることを確認した。
中央制御室用可搬型照明	中央制御室用可搬型照明は、屋内のアクセスルートを確認できる設計とすることを確認した。 中央制御室用可搬型照明は専用のコネクタにより、確実に接続できる設計とすることを確認した。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
中央制御室遮へい	中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
中央制御室（気密性）、中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット	以下の設計方針であることを確認した。 中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室（気密性）、中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室再循環ファン、中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、非常用ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。 また、中央制御室非常用給気ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室再循環ファンは、分解が可能な設計とする。 中央制御室非常用給気フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。
中央制御室用可搬型照明	中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する中央制御室用可搬型照明は、点灯させることにより機能・性能の確認ができる設計とすることを確認した。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。
-----------------	--

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（監視設備（第31条）及び監視測定設備（第60条））

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認する。

重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.17で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第60条及び第43条への適合性を確認する。

監視設備（第31条）及び監視測定設備（第60条）

1. 適合方針（第31条関係）	31&60-2
2. 17.1 適合方針（第60条関係）	31&60-4
(1) 設置許可基準規則への適合	31&60-4
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	31&60-4
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	31&60-5
a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備	31&60-5
b. 風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備	31&60-7
c. モニタリングステーション及びモニタリングポストの代替交流電源設備【57条】	31&60-8
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	31&60-9
2. 17.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	31&60-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	31&60-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	31&60-10
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	31&60-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	31&60-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	31&60-11
2. 17.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	31&60-11
2. 17.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	31&60-12
2. 17.3 環境条件等	31&60-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	31&60-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	31&60-13
2. 17.4 操作性及び試験・検査性について	31&60-14
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	31&60-14
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	31&60-14

1. 適合方針（第31条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(解釈)</p> <p>第31条（監視設備）</p> <p>5 第31条において、モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。</p>	<p>モニタリングポストは、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計とすることを確認する。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認する。</p> <p>① 非常用所内電源に接続する場合は、無停電電源等により、外部電源喪失時（非常用所内電源への切替えまでの期間）においても機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認。</p> <p>② 非常用所内電源に接続せず無停電電源等により供給する場合は、当該装置が外部電源喪失時（常用電源の復旧までの期間）においても機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認。</p> <p>③ 伝送系は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションから原子炉制御室その他当該情報を伝送する必要がある場所までを有線と無線による伝送により、多様性を有していることを確認。</p>	<p>① モニタリングポスト及びモニタリングステーションは、非常用所内電源に接続するとともに、モニタリングポスト及びモニタリングステーション専用の無停電電源装置を設置し、電源切替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、以下の項目が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 配置図 ・ 計測範囲等 ・ 電源構成概略図 <p>② 非常用所内電源に接続するため、該当しない。</p> <p>③ 原子炉制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とすることを確認した。モニタリングステーション及びモニタリングポストの指示値は原子炉制御室及び緊急時対策所（EL. 32m）で監視できる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、伝送概略図が示されている。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（参考・要求事項に変更無し）</p> <p>（監視設備）</p> <p>第三十一条 発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第31条（監視設備）</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 設計基準において発電用原子炉施設の放射線監視を求めている。 2 第31条に規定する「放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し」とは、原子炉格納容器内雰囲気又は発電用原子炉施設の周辺監視区域周辺において、サンプリングや放射線モニタ等により放射性物質の濃度及び空間線量率を測定及び監視し、かつ、設計基準事故時に迅速な対策処理が行えるように放射線源、放出点、原子力発電所周辺及び予想される放射性物質の放出経路等の適切な場所を測定及び監視することをいう。 3 第31条において、通常運転時における環境放出気体・液体廃棄物の測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（昭和53年9月29日原子力委員会決定）において定めるところによる。 4 第31条において、設計基準事故時における測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）において定めるところによる。 5 （略） 		

2.17.1 適合方針（第60条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（監視測定設備）</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.17 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.17 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備</p> <p>a-1. 可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替モニタ <p>a-2. 可搬型モニタによる放射線量の測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型モニタ <p>a-3. 放射性物質の濃度の代替測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ） ・可搬型ダストサンプラ <p>a-4. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ） ・可搬型ダストサンプラ ・小型船舶 <p>b. 風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備</p> <p>b-1. 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型気象観測設備 <p>c. モニタリングステーション及びモニタリングポストの代替交流電源設備【57条】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備 <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.17.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備がないことを確認した。

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備

確認結果（伊方）
<p>a-1：可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型代替モニタを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替モニタは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する。 ・可搬型代替モニタの指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所(EL. 32m)で監視できる設計とする。 ・可搬型代替モニタで測定した放射線量は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型代替モニタの電源は、蓄電池を使用する設計とする。 ・可搬型代替モニタは、可搬型モニタと予備を兼用できる設計とする。可搬型代替モニタの放射線計測器部は、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ及び可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器と予

備を兼用できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生し、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成がないことを確認した。
⑤ 同上。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-2：可搬型モニタによる放射線量の測定

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型モニタを使用することを確認した。
② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・可搬型モニタは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側や緊急時対策所(EL. 32m)側に発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。可搬型モニタの指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所(EL. 32m)で監視できる設計とする。
 - ・可搬型モニタで測定した放射線量は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型モニタの電源は、蓄電池を使用する設計とする。
 - ・可搬型モニタは、可搬型代替モニタと予備を兼用できる設計とする。可搬型モニタの放射線計測器部は、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ及び可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器と予備を兼用できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出され、放射線量を監視する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成がないことを確認した。
⑤ 同上。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-3：放射性物質の濃度の代替測定

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラを使用することを確認した。
② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその

結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、モニタリングカーの測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。

- ・可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）の電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型ダストサンプラの電源は、蓄電池を使用する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生し、モニタリングカーの線量率サーベイメータ、ダストサンプラ又はよう素サンプラが機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成がないことを確認した。
⑤ 同上。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-4：可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、可搬型放射線計測器、可搬型ダストサンプラ及び小型船舶を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。
 - ・可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）の電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型ダストサンプラの電源は、蓄電池を使用する設計とする。
 - ・可搬型放射線計測器のうち放射線量を測定する計測器は、可搬型使用済燃料ピットエリアモニタ並びに可搬型代替モニタ及び可搬型モニタの放射線計測器部と予備を兼用できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生し、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を測定する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成がないことを確認した。
⑤ 同上。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

b. 風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備

確認結果（伊方）

b-1：可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

（設備の目的）

- ① 気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（風向，風速その他の気象条件の測定）として，可搬型気象観測設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・可搬型気象観測設備は，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とする。
 - ・可搬型気象観測設備の指示値は，無線により伝送し，緊急時対策所(EL. 32m)で監視できる設計とする。
 - ・可搬型気象観測設備で測定した風向，風速その他の気象条件は，原則，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。
 - ・可搬型気象観測設備の電源は，蓄電池を使用する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時に気象観測設備が機能喪失し、発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成がないことを確認した。
- ⑤ 同上。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

c. モニタリングステーション及びモニタリングポストの代替交流電源設備【57条】

確認結果（伊方）

【57条】電源設備へ記載。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>① モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであることを確認。</p>	<p>①について以下のとおり、モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであることを確認した。</p> <p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備として、重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）を設ける。</p> <p>重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備）</p> <p>a-1. 可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定</p> <p>a-2. 可搬型モニタによる放射線量の測定</p> <p>a-3. 放射性物質の濃度の代替測定</p> <p>a-4. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>これらの設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。</p>
<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>② 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備することを確認。</p>	<p>②について以下のとおり、常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の可搬型代替モニタリング設備を配備することを確認した。</p> <p>a-1. 可搬型代替モニタによる放射線量の代替測定</p> <p>可搬型代替モニタは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する。</p>
<p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>③ 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③モニタリングステーション及びモニタリングポストは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p> <p>モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.17.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いことを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備は無いが、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
可搬型代替モニタ	<p>可搬型代替モニタ、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ等）は、モニタリングステーション、モニタリングポスト及びモニタリングカー搭載機器に対して、放射性物質の濃度、放射線量の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、モニタリングステーション、モニタリングポスト及びモニタリングカー搭載機器に対して、異なる場所であつ耐震性を有する建屋内に保管することで位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>可搬型重大事故防止設備としての要求は無いが、以下を考慮していることを確認した。</p> <p>可搬型代替モニタは、屋外のモニタリングステーション及びモニタリングポストと異なる場所である緊急時対策所(EL. 32m)、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源は、ディーゼル発電機としての電源に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置から給電することで共通要因によって機能を喪失しない設計とする。</p> <p>電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備に記載。</p> <p>補足説明資料において、監視測定設備の仕様、保管場所等が示されている。（参照：「監視測定設備について」）</p>
可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラ	<p>可搬型重大事故防止設備としての要求は無いが、以下を考慮していることを確認した。</p> <p>可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、屋外に保管するモニタリングカーの線量率サーベイメータ、ダストサンプラ及びよう素サンプラと異なる場所である緊急時対策所(EL. 32m)、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p>
可搬型気象観測設備	<p>可搬型重大事故防止設備としての要求は無いが、以下を考慮していることを確認した。</p> <p>可搬型気象観測設備は、屋外の気象観測設備と異なる場所である緊急時対策所(EL. 32m)、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

60条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いため、対象外としていることを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

60条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等はないため、対象外としていることを確認した。

2.17.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器，可搬型ダストサンプラ，小型船舶及び可搬型気象観測設備	可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器，可搬型ダストサンプラ，小型船舶及び可搬型気象観測設備は，他の設備から独立して単独で使用可能なことにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.17.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットに必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラ	<p>可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）は、必要な台数（バックアップを含む。）を確保することを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定する可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。</p> <p>可搬型代替モニタは、モニタリングステーション及びモニタリングポストが機能喪失しても代替し得る十分な個数として1セット5個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計6個を保管する。</p> <p>可搬型モニタは、可搬型代替モニタとあわせて原子炉格納施設を囲む8方位における放射線量の測定が可能な個数として、発電所海側4方位に4個及び緊急時対策所（EL. 32m）の加圧判断用として1個の1セット5個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計6個を保管する。</p> <p>可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラは、モニタリングカーの代替測定並びに発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として各1セット1個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各1個を加えた合計各2個を保管する。</p> <p>可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ），可搬型ダストサンプラの電源は、乾電池又は蓄電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。</p>
可搬型気象観測設備	<p>可搬型気象観測設備は、風向、風速その他の気象条件の代替測定に必要な台数（バックアップを含む。）を確保するとともに、気象観測設備に対して、異なる場所であつ耐震性を有する建屋内に保管することで位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>可搬型気象観測設備は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目を測定できる設計とする。</p> <p>可搬型気象観測設備は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る個数として1セット1個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個を保管する。</p> <p>可搬型気象観測設備の電源は、蓄電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。</p>
小型船舶	<p>小型船舶は、周辺海域での放射性物質の濃度、放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できるとともに、必要な台数（バックアップを含む。）を確保することを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な台数として1セット1台に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加えた合計2台を保管する。また、小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できる設計とする。</p>

2.17.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
可搬型代替モニタ、可搬型モニタ及び可搬型気象観測設備、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラ	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （緊急時対策所(EL.32m)、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に保管し、屋外で使用） 可搬型代替モニタ、可搬型モニタ及び可搬型気象観測設備、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラ
可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）、	（緊急時対策所(EL.32m)、原子炉建屋又は原子炉補助建屋内に保管し、屋内で使用） 可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）
小型船舶	（屋外） 小型船舶 海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすること等を確認した。
60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
可搬型代替モニタ、可搬型モニタ及び可搬型気象観測設備、小型船舶	操作は設置場所（使用場所）で可能な設計とすることを確認した。
可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラ	人が携行して測定が可能な設計とする。操作は設置場所（使用場所）で可能な設計とすることを確認した。
可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）	人が携行して測定が可能な設計とする。操作は設置場所（使用場所）で可能な設計とすることを確認した。

2.17.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器，可搬型ダストサンプラ，小型船舶及び可搬型気象観測設備	可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器，可搬型ダストサンプラ，小型船舶及び可搬型気象観測設備は，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。
可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器，可搬型ダストサンプラ及び可搬型気象観測設備	可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器，可搬型ダストサンプラ及び可搬型気象観測設備は付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とすることを確認した。 可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器，可搬型ダストサンプラ及び可搬型気象観測設備は，屋内及び屋外のアクセスルートを通行し，人力による運搬，移動ができる設計とすることを確認した。 補足説明資料において、監視測定設備の使用場所、アクセスルートが示されている。（参照：「アクセスルート」）
小型船舶	小型船舶は，容易に操縦ができる設計とする。車両等により屋外のアクセスルートを通行して運搬，移動ができる設計とすることを確認した。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ），可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ）	放射線量の測定に使用する可搬型代替モニタ，可搬型モニタ，可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ），放射性物質の濃度の測定に使用する可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ）は，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。
可搬型ダストサンプラ	放射性物質の濃度の測定に使用する可搬型ダストサンプラは，機能・性能の確認及び外観点検ができる設計とすることを確認した。
可搬型気象観測設備	風向，風速その他の気象条件の測定に使用する可搬型気象観測設備は，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。
小型船舶	放射性物質の濃度及び放射線量の測定に使用する小型船舶は，機能・性能の確認及び外観点検ができる設計とすることを確認した。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急時対策所（第34条及び第61条））

設計基準対象施設としては、第34条に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計とすることを確認する。
また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.18で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第61条及び第43条への適合性を確認する。

緊急時対策所（第34条及び第61条）

1. 適合方針（第34条関係）	34&61-2
2. 18.1 適合方針（第61条関係）	34&61-3
(1) 設置許可基準規則への適合	34&61-3
1) 技術的能力審査基準での対応に必要なとなる重大事故等対処施設設備の抽出	34&61-3
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	34&61-5
a. 居住性を確保するための設備	34&61-5
b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備	34&61-7
c. 代替電源設備からの給電	34&61-8
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	34&61-9
2. 18.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	34&61-12
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	34&61-12
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	34&61-12
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	34&61-12
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	34&61-12
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	34&61-12
2. 18.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	34&61-12
2. 18.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	34&61-13
2. 18.3 環境条件等	34&61-14
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	34&61-14
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	34&61-14
2. 18.4 操作性及び試験・検査性について	34&61-15
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	34&61-15
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	34&61-16

1. 適合方針（第34条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p>	<p>異常が発生した場合に適切な措置をとるための緊急時対策所を設置する方針としていることを確認する。</p> <p>① 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける方針であることを確認。</p> <p>② 代替緊急時対策所を設置する場合は、その位置づけについて確認。</p> <p>③ 「適切な措置」の内容として、技術基準第46条解釈の要求事項が考慮される方針であることを確認。</p>	<p>① 原子炉施設に異常が発生した場合に、発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、緊急時対策所（EL. 32m）を中央制御室以外の場所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、緊急時対策所までのアクセスルートが示されている。</p> <p>② 代替緊急時対策所は設置しない。</p> <p>③ 「適切な措置」として以下のとおりとすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。 補足説明資料において、設置場所及び収容人員（重大事故等発生時の体制毎）が示されている。 ・ 異常等に対処するために必要な情報を原子炉制御室内の運転員を介さずに正確にかつ速やかに把握できる設備として、安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末を設置又は保管する。 補足説明資料において、SPDS表示端末にて確認できる主なパラメータ及びプラントデータ伝送経路が示されている。 ・ 発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線通信設備、緊急時用携帯型通話設備、災害時優先加入電話設備、直通電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する。 補足説明資料において、通信連絡設備の概略図が示されている。 ・ 室内の酸素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計を保管する。 補足説明資料において配備する資機材等が示されている。

2.18.1 適合方針（第61条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> <p>① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであることを確認。</p> <p>③ 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであることを確認。</p> <p>④ 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものであることを確認。</p> <p>⑤ 技術的能力審査基準 1.18 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>①②③④について以下のとおり確認した。 設備については、⑤へ記載する。</p> <p>緊急時対策所(EL. 32m)は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。</p> <p>⑤ 技術的能力審査基準 1.18 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 居住性を確保するための設備</p> <p>a-1. 緊急時対策所遮へい及び緊急時対策所空気浄化設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所遮へい ・ 緊急時対策所空気浄化ファン ・ 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット <p>a-2. 緊急時対策所(EL. 32m)内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 酸素濃度計 ・ 二酸化炭素濃度計 <p>a-3. 放射線量の測定及び気象観測</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所エリアモニタ ・ 可搬型モニタ 【60条】監視測定設備 ・ 可搬型代替モニタ 【60条】監視測定設備 ・ 可搬型気象観測設備 【60条】監視測定設備 <p>a-4. 緊急時対策所加圧装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所加圧装置 <p>b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備</p> <p>b-1. 情報収集のための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全パラメータ表示システム ・ SPDS 表示端末 ・ 空冷式非常用発電装置 【57条】電源設備

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>⑥ ⑤により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>⑦ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>b-2. 通信連絡のための設備 【62 条】通信連絡を行うために必要な設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時用携帯型通話設備 【62 条】 ・ 衛星電話設備 【62 条】 ・ 無線通信設備 【62 条】 ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 【62 条】 <p>c. 代替電源設備からの給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所用発電機 ・ 軽油タンク 【57 条】電源設備 ・ ミニローリー 【57 条】電源設備 <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>⑥ 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.18.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>⑦ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機 【57 条】電源設備 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43 条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項

技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。

（設備の目的）

- ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。
- ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。

（機能喪失の想定）

- ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。
 例1：RCS圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。
 例2：IS-LOCA時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。

a. 居住性を確保するための設備

確認結果（伊方）

a-1. 緊急時対策所遮へい及び緊急時対策所空気浄化設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所遮へい、緊急時対策所換気設備（緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）を使用することを確認した。
 緊急時対策所(EL. 32m)の居住性については、想定する放射性物質の放出量を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所(EL. 32m)内でのマスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所(EL. 32m)にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・緊急時対策所(EL. 32m)の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所(EL. 32m)の気密性及び緊急時対策所換気設備の加圧装置等の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。
 - ・緊急時対策所(EL. 32m)の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所(EL. 32m)内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所(EL. 32m)の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。
 なお、換気設計にあたっては、緊急時対策所(EL. 32m)の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。
 - ・緊急時対策所(EL. 32m)外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。緊急時対策所(EL. 32m)の緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを保管する。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所(EL. 32m)の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（1）（第10.9.1図 緊急時対策所空気浄化設備）と追補の概略系統図（第1.18.3図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第10.9.1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-2. 緊急時対策所(EL. 32m)内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・緊急時対策所(EL. 32m)には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備・保管する。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所(EL. 32m)の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成がないことを確認した。

⑤ 同上。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-3. 放射線量の測定及び気象観測

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、放射線物質による汚染の持ち込みを防止するため、緊急時対策所エリアモニタ、可搬型モニタ、可搬型代替モニタ及び可搬型気象観測設備を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・重大事故等が発生し、緊急時対策所(EL. 32m)の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所(EL. 32m)の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。
- ・身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。
- ・緊急時対策所(EL. 32m)には、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所エリアモニタ、加圧判断に使用する可搬型モニタ及び可搬型気象観測設備を保管する。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所(EL. 32m)の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成がないことを確認した。

⑤ 同上。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-4. 緊急時対策所加圧装置

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、緊急時対策所(EL. 32m)内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため、緊急時対策所加圧装置を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・緊急時対策所(EL. 32m)の緊急時対策所換気設備として、緊急時対策所加圧装置を配備・保管する。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所(EL. 32m)の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（2）（第10.9.2図 緊急時対策所加圧装置）と追補の概略系統図（第1.18.8図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（2）（第10.9.2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備

確認結果（伊方）

b-1. 情報収集のための設備

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（情報の把握）として、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに緊急時対策所(EL. 32m)において把握できる情報収集設備（安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末）及び空冷式非常用発電装置を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・緊急時対策所(EL. 32m)の情報収集設備として、事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し、緊急時対策所(EL. 32m)で表示できるよう、安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末を設置又は保管する。

・安全パラメータ表示システムについては、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.9.3図 情報収集のための設備）と追補の概略系統図（第1.18.11図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が系統概略図（第10.9.3図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

b-2. 通信連絡のための設備

【62条】通信連絡を行うために必要な設備にて確認。

c. 代替電源設備からの給電

確認結果（伊方）

（設備の目的）

① 全交流動力電源が喪失した場合の重大事故等対処設備（電源の確保）として、緊急時対策所用発電機を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・緊急時対策所(EL. 32m)については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。
- ・緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所(EL. 32m)に給電するために必要な容量を有するものを、1台故障による機能喪失の防止と無給油時間の余裕確保のため2台を1セットとし、予備も含めて3セット保管することで、多重性を有する設計とする。
- ・緊急時対策所用発電機は、軽油タンクより、ミニローリーを用いて、燃料を補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 全交流動力電源が喪失した場合においても当該事故等に対処するために必要な電源を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.9.4図 緊急時対策所給電系統）と追補の概略系統図（第1.18.14図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（第10.9.4図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（解釈） 第61条（緊急時対策所） 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>① 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないことを確認。</p>	<p>①緊急時対策所（EL. 32m）は、基準地震動に対する地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置することを確認した。</p> <p>基準地震動による地震力に対し、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないことを以下のとおり確認した。</p> <p>緊急時対策所（EL. 32m）は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とする。</p> <p>地震及び津波に対しては、【39条】耐震設計の基本方針及び【40条】津波による損傷の防止に基づく設計とする。</p>
<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>② 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないことを確認。</p>	<p>②緊急時対策所（EL. 32m）は、中央制御室とは離れた位置の別建屋に設置することで位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>緊急時対策所（EL. 32m）は、中央制御室とは離れた位置の屋外に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>緊急時対策所（EL. 32m）は、独立した建屋及びそれと一体の緊急時対策所遮へい並びに換気設備として緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを有し、さらに、換気設備の電源を空冷式の緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。これら中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。</p>
<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>③ 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすることを確認。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有することを確認。</p>	<p>③緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所（EL. 32m）に給電するために必要な容量を有するものを故障時のバックアップを含めて3セット6台保管することで多重性を確保することを確認した。</p> <p>緊急時対策所（EL. 32m）については、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。</p> <p>緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所（EL. 32m）に給電するために必要な容量を有するものを1台故障による機能喪失の防止と無給油時間の余裕確保のため2台を1セットとし、予備も含めて3セット保管することで、多重性を有する設計とする。</p>
<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計</p>	<p>④緊急時対策所の居住性が確保されるように、以下のとおり適切な遮蔽設計及び換気設計を行うことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>及び換気設計を行うこと。</p> <p>④ 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うことを確認。</p>	<p>緊急時対策所(EL. 32m)の緊急時対策所遮へいは、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所(EL. 32m)の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>緊急時対策所(EL. 32m)の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所(EL. 32m)内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、緊急時対策所(EL. 32m)の気密性及び緊急時対策所遮へいの性能とあいまって、居住性に係る判断基準である緊急時対策所にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p>
<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>⑤-1-1 想定する放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすることを確認。</p> <p>⑤-1-2 炉心の著しい損傷が発生した場合におけるグランドシャインを含めた被ばく評価にあつては、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されていることを確認。</p>	<p>⑤-1-1</p> <p>緊急時対策所(EL. 32m)は、建屋と一体となった遮蔽、緊急時対策所換気設備（緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び加圧供給装置）及び気密性により、緊急時対策所(EL. 32m)にとどまる発電所災害対策本部要員の被ばく線量が実効線量において事故後7日間で100mSvを超えない設計とすることを確認した。</p> <p>なお、発電所災害対策本部要員の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件に入れていない評価を行い、緊急時対策所(EL. 32m)は7日間で15mSvであることを確認した。</p> <p>緊急時対策所(EL. 32m)の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所(EL. 32m)内でのマスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所(EL. 32m)にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、中央制御室の被ばく評価が7日間で15mSvであること等が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p> <p>⑤-1-2 補足説明資料において、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>⑤-2 プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価することを確認。</p>	<p>⑤-2 伊方では、プルーム通過時を含めて、緊急時対策所内における対策要員はマスクの着用なしで評価していることから対象外であることを確認した。</p>
<p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p>	<p>⑤-3 伊方では、⑤-1-1のとおり、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮していないため、対象外としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、中央制御室の被ばく評価が7</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>⑤-3 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p>	<p>日間で15mSvであること等が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>⑤-4 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認。</p>	<p>⑤-4 ⑤-1-1及び⑤-1-2のとおり、判断基準は、対策要員の实効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、中央制御室の被ばく評価が7日間で15mSvであること等が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>⑥ 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認。</p>	<p>⑥以下のとおり、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認した。</p> <p>重大事故等が発生し、緊急時対策所(EL. 32m)の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所(EL. 32m)の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p>
<p>(解釈) 第61条（緊急時対策所） 2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p> <p>⑦ 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとすることを確認。</p>	<p>⑦緊急時対策所(EL. 32m)は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.18.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。61条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いことを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備は無いことを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

61条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いため、対象外としていることを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

61条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等は無いため、対象外としていることを確認した。

2.18.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
緊急時対策所遮へい	緊急時対策所遮へいは、緊急時対策所(EL. 32m)と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所用発電機	緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所用発電機は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
緊急時対策所加圧装置、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所加圧装置、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び緊急時対策所エリアモニタは、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末	安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所用発電機	緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所用発電機は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.18.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること、重大事故等時に設計基準対処設備の容量を補う必要があるものは、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
緊急時対策所 (EL. 32m)	以下の設計方針であることを確認した。 緊急時対策所 (EL. 32m) の指揮スペースは、重大事故等に対処するために必要な指示をする対策要員及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散の抑制に必要な現場活動等に従事する対策要員等、最大 100 名を収容できる設計とする。また、対策要員等が緊急時対策所 (EL. 32m) に 7 日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。
安全パラメータ表示システム	安全パラメータ表示システムは、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧装置	以下の設計方針であることを確認した。 緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所加圧装置は、緊急時対策所 (EL. 32m) 内にとどまる対策要員の線量を低減し、かつ、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がなく維持できる設計とする。 緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、1台で緊急時対策所 (EL. 32m) 内を換気するために必要な容量を有するものを1台使用する。保有数は、使用する1台と故障時及び保守点検による待機除外のバックアップ用として2台の合計3台とする。 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を含め緊急時対策所 (EL. 32m) 内に対し、放射線による悪影響を及ぼさないよう、十分な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。 緊急時対策所加圧装置は、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」における放射性物質の放出時間が10時間であることを踏まえ、緊急時対策所 (EL. 32m) 内を加圧するために必要な容量を確保するだけでなく、予測困難なプルームの通過に対して十分な余裕を持つ設計とし、保有数は、緊急時対策所 (EL. 32m) 内を加圧するために必要な容量の空気ポンペを保有し、故障時及び保守点検時のバックアップとして1個を保管する。
緊急時対策所用発電機	代替電源設備である緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所 (EL. 32m) に給電するために必要な容量を有するものを1セット2台使用することを確認した。保有数は、1セット2台に故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2セット4台を加えた合計6台とすることを確認した。
緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所 (EL. 32m) 内の放射線量の測定が可能な計測範囲を持つものを1セット1個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット1個を加えた合計2個を保管することを確認した。
SPDS 表示端末	SPDS 表示端末は、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とすることを確認した。SPDS 表示端末の保有数は、1セット1個に故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット1個を加えた合計2個とすることを確認した。
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所 (EL. 32m) 内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものそれぞれ1個を1セットとし、1セット使用することを確認した。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計2セット（バックアップ用は中央制御室と兼用）とすることを確認した。

2.18.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ、安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末、緊急時対策所遮へい	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （緊急時対策所） 酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ、安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末 緊急時対策所遮へいは、屋外に設置し、コンクリート構造物として緊急時対策所(EL. 32m)建屋と一体であり、建屋として重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。
緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所加圧装置及び緊急時対策所用発電機	（屋外） 緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所加圧装置及び緊急時対策所用発電機

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
安全パラメータ表示システム	対応操作がないため、対象外であることを確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ、SPDS表示端末	緊急時対策所(EL. 32m)内で操作可能な設計とする。
緊急時対策所空気浄化ファン	設置場所及び緊急時対策所(EL. 32m)内で操作可能な設計とする。
緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所加圧装置及び緊急時対策所用発電機	設置場所で操作可能な設計とする。

2.18.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
安全パラメータ表示システム	安全パラメータ表示システムは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	以下の設計方針であることを確認した。 緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所(EL. 32m)との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所(EL. 32m)近傍に配備し、交換ができる設計とする。また、外気中の放射性物質の濃度に応じてこれらの設備の運転・停止を行う必要があるため、緊急時対策所空気浄化ファンは、緊急時対策所(EL. 32m)内の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。 緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの接続口はフランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続が可能な設計とする。
緊急時対策所加圧装置	以下の設計方針であることを確認した。 緊急時対策所加圧装置は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 緊急時対策所加圧装置は、速やかに系統構成できるよう、緊急時対策所(EL. 32m)近傍に配備し、簡便な接続規格による接続とする設計とするとともに、容易に交換ができる設計とする。また、外気中の放射性物質の濃度に応じて緊急時対策所(EL. 32m)内を加圧する必要があるため、緊急時対策所(EL. 32m)内の手動操作バルブにより確実に空気加圧操作ができる設計とする。
緊急時対策所用発電機	以下の設計方針であることを確認した。 緊急時対策所用発電機は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 緊急時対策所用発電機は、緊急時対策所(EL. 32m)との接続が速やかに行えるよう、緊急時対策所(EL. 32m)近傍に配備し、一般的な工具を用いることで、ボルト・ネジ接続により、ケーブルを接続口に容易かつ確実に接続できる設計とするとともに、容易に交換ができる設計とする。また、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。
緊急時対策所エリアモニタ	以下の設計方針であることを確認した。 緊急時対策所エリアモニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 緊急時対策所エリアモニタは、人力により容易に運搬でき、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。また、測定結果は、緊急時対策所(EL. 32m)内にて容易かつ確実に把握できるよう考慮する。
SPDS 表示端末、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	SPDS 表示端末、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とすることを確認した。SPDS 表示端末は専用のコネクタにより、確実に接続できる設計とすることを確認した。
緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所加圧装置及び緊急時対策所用発電機	緊急時対策所空気浄化ファン、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所加圧装置及び緊急時対策所用発電機は、屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とすることを確認したことを確認した。 補足説明資料において、総合事務所から緊急時対策所(EL. 32m)までのアクセスルートが示されている。（参照：「アクセスルート」）

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
緊急時対策所遮へい	居住性の確保として使用する緊急時対策所遮へいは、主要部分の断面寸法が確認できる設計とするとともに外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	以下の設計方針であることを確認した。 居住性の確保として使用する緊急時対策所空気浄化ファン及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは差圧の確認が可能な設計とする。 居住性の確保として使用する緊急時対策所空気浄化ファンは、分解又は取替が可能な設計とする。 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、分解又は取替が可能な設計とする。また、性能の確認が可能となるようフィルタの取り出しが可能な設計及び内部の確認が可能となるよう点検口を設ける設計とする。
緊急時対策所加圧装置	居住性の確保として使用する緊急時対策所加圧装置は、通気による機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。また、規定圧力及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
緊急時対策所用発電機	電源の確保として使用する緊急時対策所用発電機は、模擬負荷へ接続することにより、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、取替又は分解が可能な設計とすることを確認した。
緊急時対策所エリアモニタ	以下の設計方針であることを確認した。 放射線量の測定に使用する緊急時対策所エリアモニタは、校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。 情報の把握を行うために使用する安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定に使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能のように、標器等による模擬入力ができる設計とすることを確認した。

審査の視点、審査確認事項等の整理表（通信連絡設備（第35条）及び通信連絡を行うために必要な設備（第62条））

設計基準対象施設としては、第35条第1項及び同条第2項に基づき追加要求となった、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすること、また、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを確認する。

また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.19で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第62条及び第43条への適合性を確認する。

通信連絡設備（第35条）及び通信連絡を行うために必要な設備（第62条）

1. 適合方針（第35条関係）	35&62-2
2. 19.1 適合方針（第62条関係）	35&62-4
(1) 設置許可基準規則への適合	35&62-4
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	35&62-4
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	35&62-5
a. 発電所内の通信連絡	35&62-6
b. 発電所外（社内外）との通信連絡	35&62-7
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	35&62-8
2. 19.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	35&62-8
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	35&62-8
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	35&62-8
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	35&62-9
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	35&62-9
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	35&62-9
2. 19.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	35&62-9
2. 19.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	35&62-10
2. 19.3 環境条件等	35&62-11
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	35&62-11
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	35&62-11
2. 19.4 操作性及び試験・検査性について	35&62-12
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	35&62-12
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	35&62-12

1. 適合方針（第35条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（通信連絡設備）</p> <p>第三十五条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第35条（通信連絡設備）</p> <p>1 第1項に規定する「通信連絡設備」とは、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備をいう。</p>	<p>工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができる設備を設置する方針しているか。</p> <p>① 設計基準事故が発生した場合において、工場等内の通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）は、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備を配備する方針であることを確認。</p> <p>② 多様性を確保した通信連絡設備として、ページング、携帯型通話設備（PHS）等音声により行うことができる装置が配備される方針であることを確認。</p>	<p>本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>緊急時対策所（EL.32m）へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>① 発電用原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計とすることを確認した。</p> <p>② 警報装置の機能を有する運転指令設備（以下「運転指令設備」という）及び電力保安通信用電話設備等の多様性を確保した通信設備（発電所内）を設置又は保管する設計であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、通信連絡設備（発電所内用）の概要（写真、回線）が示されている。（参照：「図2通信連絡設備（発電所内用）の概要〔通信連絡設備（発電所外用）と共用のものも含む〕」）</p> <p>なお、多様性を確保した通信設備として下記のものがある。（補足説明資料 35条-20）</p> <p>運転指令装置、保安電話（固定型）、保安電話（可搬型）、緊急時用携帯型通話装置、無線通信装置（固定型）、無線通信装置（可搬型）、衛星電話（固定型）、衛星電話（可搬型）</p> <p>（補足説明資料 35条-20）</p>
<p>（通信連絡設備）</p> <p>第三十五条</p> <p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第35条（通信連絡設備）</p> <p>2 第2項に規定する「通信連絡する必要がある場所と通信連絡ができる」とは、所外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内（原子炉制御室等）から所外の緊急時対策支援シ</p>	<p>工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができることとしているか。</p> <p>（所外必要箇所の選定）</p> <p>① 発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所（本店、原子力規制庁、関係自治体等）が選定されていることを確認。</p> <p>（通信連絡設備及びデータ伝送設備）</p> <p>② 選定された施設外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内（原子炉制御室等）から所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を備え、それらが常時使用できる方針であることを確認。</p>	<p>① 発電所外の原子力本部（松山）、本店（高松）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、連絡が必要な箇所が示されている。（参照：「図6多様性を確保した専用通信回線の概要」）</p> <p>② 緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備を設置する設計とすることを確認した。設計基準事故が発生した場合において、原子力本部（松山）、本店（高松）、国、地方公共団体、その他関係機関等の必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる設備として、通信設備（発電所外）を設置又は保管する設計とすることを確認した。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備（発電所外）を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、発電所外の社内や社内外の関係機関等に対する伝送ルートが示されている。（参照：「図3通信連絡設備の概要（発電所外（社内）への通信連絡）」、「図4通信連絡設備の概要（発電所外（社内外）への通信連絡）」、「図5通信連絡設備の概要（統合原子力防災ネットワークを経由した発電所外への通信連絡）」）</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>ステム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を常時使用できることをいう。</p>		
<p>（解釈） 第35条（通信連絡設備） 3 第2項に規定する「多様性を確保した専用通信回線」とは、衛星専用IP電話等、又は発電用原子炉設置者が独自に構築する専用の通信回線若しくは電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線等、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性（ケーブル及び無線等）を備えた構成の回線をいう。</p>	<p>多様性を確保した専用通信回線を設置する方針としているか。</p> <p>① 多様性を確保した専用通信回線として、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の異なる多様性を確保し、輻輳等による制限を受けない専用通信回線に接続する設計としていることを確認。</p>	<p>① 通信設備及びデータ伝送設備は、有線、無線又は衛星回線による多様性を備えた専用通信回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とすることを確認した。補足説明資料において、多様性を確保した専用回線として、通信回線、ネットワーク、主要設備、専用の別、輻輳の制限が一覧表において示されている。（参照：「表1 接続する通信回線の種別一覧」）</p>
<p>（解釈） 第35条（通信連絡設備） 4 第35条において、通信連絡設備等については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能でなければならない。</p>	<p>設計基準事故が発生した場合においても動作可能な通信設備等を設置する方針としているか。</p> <p>① 通信連絡設備等は、外部電源に期待できない場合でも動作可能とするため、非常用所内電源系又は無停電電源に接続した設計であることを確認。</p>	<p>① これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とすることを確認した。通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）については、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とすることを確認した。補足説明資料において、電源系統等が示されている。（参照：「図7、8 通信連絡設備の電源及び代替電源系統」、「表2 通信連絡設備（発電所内用）の電源及び代替電源一覧表」、「表3 通信連絡設備（発電所外用）の電源及び代替電源一覧表」）</p>

2.19.1 適合方針（第62条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.19 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.19 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>（1）発電所内の通信設備</p> <p>a-1. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 衛星電話設備（衛星電話（固定型，可搬型）） ・ 無線通信設備（無線通信装置（可搬型）） ・ 緊急時用携帯型通話設備（緊急時用携帯型通話装置） ・ 安全パラメータ表示システム ・ SPDS 表示端末 ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備 ・ 緊急時対策所用発電機 【61 条】緊急時対策所 <p>a-2. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 衛星電話設備（衛星電話（固定型，可搬型）） ・ 無線通信設備（無線通信装置（可搬型）） ・ 緊急時用携帯型通話設備（緊急時用携帯型通話装置） ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備 ・ 緊急時対策所用発電機 【61 条】緊急時対策所 <p>（2）発電所外（社内外）との通信連絡</p> <p>b-1. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 衛星電話設備（衛星電話（固定型，可搬型）） ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話，IP-ファックス） ・ 安全パラメータ表示システム ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】電源設備 ・ 緊急時対策所用発電機 【61 条】緊急時対策所 <p>b-2. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する設備（b-1 と同様）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 衛星電話設備（衛星電話（固定型，可搬型）） ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話，IP-ファックス） ・ 安全パラメータ表示システム

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 空冷式非常用発電装置 【57 条】 電源設備 ・ 緊急時対策所用発電機 【61 条】 緊急時対策所 <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「重大事故等対処設備と基準規則の対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.19.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ディーゼル発電機 【57 条】 電源設備 ・ 緊急時対策所用発電機 【61 条】 緊急時対策所 <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43 条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p>
<p><u>（設備の目的）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。 ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）
<p><u>（系統構成）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。 ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。
<p><u>（その他の設備）</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。 <p>例 1：RCS 圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1 次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p> <p>例 2：IS-LOCA 時には、期待する漏えい防止堰等が含まれる。</p>

a. 発電所内の通信連絡

確認結果（伊方）

a-1：発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等が発生した場合の通信設備（発電所内）として、衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備を使用するとともにデータ伝送設備（発電所内）として、安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・重大事故等が発生した場合に発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備は、中央制御室、原子炉建屋、原子炉補助建屋又は緊急時対策所(EL. 32m)に設置又は保管する。
 - ・重大事故等に対処するために必要なデータを伝送する安全パラメータ表示システムは、原子炉補助建屋に設置し、SPDS 表示端末は、緊急時対策所(EL. 32m)に保管する設計とする。
 - ・衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。
 - ・衛星電話設備のうち中央制御室に設置する衛星電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。
 - ・衛星電話設備のうち緊急時対策所(EL. 32m)に設置する衛星電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。
 - ・衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備の電源は、蓄電池又は乾電池を使用する設計とする。
 - ・蓄電池を用いるものについては、予備の蓄電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の蓄電池は、中央制御室又は緊急時対策所(EL. 32m)の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。
 - ・安全パラメータ表示システムについては、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、SPDS 表示端末については、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合に発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.12.1 図 通信連絡設備）と追補の概略系統図（第 1.19.1 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10.12.1 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

a-2：計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する設備

a-1 と同様の設備（ただし、安全パラメータ表示システム及び SPDS 表示端末は使用しない）。

b. 発電所外（社内外）との通信連絡

確認結果（伊方）

b-1：発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等が発生した場合の通信設備（発電所外）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用するとともにデータ伝送設備（発電所外）として、安全パラメータ表示システムを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
 - ・重大事故等が発生した場合に発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所(EL. 32m)に設置又は保管し、衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所(EL. 32m)に設置又は保管する設計とする。
 - ・発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送するための安全パラメータ表示システムは、原子炉補助建屋に設置する設計とする。
 - ・衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）は、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。
 - ・衛星電話設備のうち中央制御室に設置する衛星電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。
 - ・衛星電話設備のうち緊急時対策所(EL. 32m)に設置する衛星電話（固定型）の電源は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。
 - ・衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）の電源は、蓄電池を使用しており、予備の蓄電池と交換することにより、継続して通話ができ、使用後の蓄電池は、中央制御室又は緊急時対策所(EL. 32m)の電源から充電することができる設計とする。
 - ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。
 - ・安全パラメータ表示システムについては、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。
 - ・緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び緊急時対策所(EL. 32m)の通信連絡機能に係る設備としての、安全パラメータ表示システム、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合に発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10. 12. 1 図 通信連絡設備）と追補の概略系統図（第 1. 19. 1 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10. 12. 1 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b-2：計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する設備

b-1 と同様の設備。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>① 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>①衛星電話（固定型）、安全パラメータ表示システム等は、空冷式非常用発電装置又は緊急時対策所用発電機から給電され、この電源は、水冷であるディーゼル発電機等に対し空冷式であることから、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を有していることを確認した。</p> <p>以下のとおり、通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすることを確認した。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備の電源は、蓄電池又は乾電池を使用することで、ディーゼル発電機に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とする。</p> <p>衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）、SPDS 表示端末及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、ディーゼル発電機に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持った空冷式非常用発電装置又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.19.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
安全パラメータ表示システム	安全パラメータ表示システムは、それぞれ異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とすることを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮することとしている。62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備は無いが、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備	衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備の電源は、蓄電池又は乾電池を使用することで、ディーゼル発電機に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とすることを確認した。 補足説明資料において、通信連絡設備一覧、安全パラメータ表示システムで確認できるパラメータリスト等が示されている。（参照：「適合性説明資料」）
衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）、SPDS 表示端末及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）、SPDS 表示端末及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、ディーゼル発電機に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持った空冷式非常用発電装置又は緊急時対策所用発電機から給電できる設計とすることを確認した。 電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備」及び【61条】緊急時対策所にて記載。
衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置	衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）、緊急時用携帯型通話設備は、運転指令設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を

(可搬型)、緊急時用携帯型通話設備	考慮して原子炉建屋、中央制御室を含む原子炉補助建屋又は緊急時対策所(EL. 32m)に保管することを確認した。
衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置(可搬型)、緊急時用携帯型通話装置及び安全パラメータ表示システム	衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置(可搬型)、安全パラメータ表示システム等は、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式を備えることで、多様性を有することを確認した。 衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置(可搬型)、緊急時用携帯型通話装置及び安全パラメータ表示システムは、それぞれ異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を持つ設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置(可搬型)、緊急時用携帯型通話設備	衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置(可搬型)、緊急時用携帯型通話設備は、運転指令設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を考慮して原子炉建屋、中央制御室を含む原子炉補助建屋又は緊急時対策所(EL. 32m)に保管することを確認した。

2.19.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、系統的な影響、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風（台風）及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛来物による影響を考慮し、他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置(可搬型)、緊急時用携帯型通話設備並びに SPDS 表示端末、安全パラメータ表示システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置(可搬型)、緊急時用携帯型通話設備並びに SPDS 表示端末、安全パラメータ表示システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.19.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時に発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できること等を確認した。

補足説明資料において、計測範囲、設定値及び容量の設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
安全パラメータ表示システム	安全パラメータ表示システムは、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて1セットで必要な容量等を有する設計とするとともに、複数セット保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有すること等を確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備	衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備は、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とし、保有数は、重大事故等に対処するために必要な量に加え、故障時及び保守点検時のバックアップとして1個を保管することを確認した。
衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡できる設計とし、保有数は、発電所外（社内外）に重大事故等が発生したことを通報・連絡するために必要な個数に加え、故障時及び保守点検時のバックアップとして1個を保管することを確認した。
SPDS表示端末	SPDS表示端末は、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とすることを確認した。SPDS表示端末の保有数は、1セット1個に故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット1個を加えた合計2個とすることを確認した。

2.19.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
緊急時用携帯型通話設備	以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 （原子炉格納容器以外の建屋内及び屋外） 緊急時用携帯型通話設備
衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末	（中央制御室、原子炉補助建屋又は緊急時対策所（EL. 32m）） 衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム及びSPDS表示端末
衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）及び無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）	（屋外） 衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）及び無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
安全パラメータ表示システム	対応操作がないため、対象外であることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
緊急時用携帯型通話設備	放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能な設計とすることを確認した。
衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）及び無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）	
衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びSPDS表示端末	

2.19.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「バウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
安全パラメータ表示システム	安全パラメータ表示システムは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備	衛星電話設備のうち衛星電話（可搬型）、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）及び緊急時用携帯型通話設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備のうち衛星電話（固定型）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
SPDS 表示端末	SPDS 表示端末は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計、専用のコネクタにより、確実に接続できる設計とすることを確認した。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）、緊急時用携帯型通話装置並びに SPDS 表示端末、安全パラメータ表示システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	衛星電話設備、無線通信設備のうち無線通信装置（可搬型）、緊急時用携帯型通話装置並びに SPDS 表示端末、安全パラメータ表示システム及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、機能・性能の確認が可能な設計とすることを確認した。また、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（その他設備）

技術的能力基準で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

その他設備（1次冷却設備、原子炉格納施設、燃料貯蔵設備、非常用取水設備）

2.20.1 適合方針	その他-2
(1) 設置許可基準規則への適合	その他-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	その他-2
2) その他設備の設計方針	その他-2
2.20.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	その他-4
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	その他-4
b. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	その他-4
2.20.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	その他-4
2.20.2 容量等（第43条第2項第1号）	その他-5
2.20.3 環境条件等	その他-6
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	その他-6
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号）	その他-6
2.20.4 操作性及び試験・検査性について	その他-7
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号）	その他-7
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	その他-7

2.20.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 技術的能力審査基準 1.1～1.19 により抽出された重大事故等対処設備以外で流路として使用する等、その他共通で使用する設備（その他設備）について重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p> <p>（その他の設備）</p> <p>例1：RCS 圧力バウンダリを用いた冷却に期待する場合は、原子炉容器、加圧器、1次冷却材ポンプ、蒸気発生器等が含まれる。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.1～1.19 により抽出された重大事故等対処設備以外で、流路として使用する設備等について、以下のとおり、重大事故等対処設備として整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器（炉心支持構造物を含む）【その他設備】1次冷却設備 ・加圧器 【その他設備】1次冷却設備 ・1次冷却材ポンプ 【その他設備】1次冷却設備 ・蒸気発生器 【その他設備】1次冷却設備 ・原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設 ・使用済燃料ピット 【その他設備】燃料貯蔵設備 ・海水取水口 【その他設備】非常用取水設備 ・海水取水路 【その他設備】非常用取水設備 ・海水ピット 【その他設備】非常用取水設備

2) その他設備の設計方針

以下の重大事故等時に用いるその他設備について、設計方針を確認した。

設備名称	確認結果（伊方）
<p>【その他設備】1次冷却設備（第44条、第45条、第46条、第47条、第56条において使用）</p> <p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器</p>	<p>1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器については、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行うことを確認した。</p> <p>炉心支持構造物は、重大事故等時に、1次冷却材の流路として炉心形状維持が十分確保できる設計とすることを確認した。</p>
<p>【その他設備】原子炉格納施設（第47条、第48条、第49条、第50条、第51条、第52条において使用）</p> <p>原子炉格納施設の原子炉格納容器</p>	<p>原子炉格納容器は、重大事故等時に、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超えることが想定されるが、重大事故等時には設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とすることを確認した。</p>
<p>【その他設備】燃料貯蔵設備（第54条、第55条、第56条において使用）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。</p>

設備名称	確認結果（伊方）
燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合には、スプレーや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置によって、臨界を防止することができる設計とする。
<p>【その他設備】非常用取水設備（第 47 条、第 48 条、第 49 条、第 50 条、第 52 条、第 54 条、第 55 条、第 56 条において使用）</p> <p>非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピット</p>	非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピットは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行うことを確認した。

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.20.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器	位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納施設の原子炉格納容器	
燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット	
非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピット	

b. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

2.20.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用すること等で他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認。基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器	流路として使用する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
原子炉格納施設の原子炉格納容器	原子炉格納容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット	使用済燃料ピットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピット	海水取水口、海水取水路及び海水ピットは、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.20.2 容量等（第43条第2項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち、設計基準対処設備の系統及び機器を使用するもので設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で設計基準事故対処設備の容量と同仕様で設計すること等を確認。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
原子炉格納施設の原子炉格納容器	
燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット	
非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピット	

2.20.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器	蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
原子炉格納施設の原子炉格納容器	以下の設計方針であることを確認した。 原子炉格納容器は、屋外に設置し、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。 重大事故等における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器は、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。 原子炉格納容器は、淡水だけでなく海水も注水することから、海水影響を考慮した設計とする。
燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット	以下の設計方針であることを確認した。 使用済燃料ピットは、燃料取扱棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。 使用済燃料ピットは、淡水だけでなく海水も注水することから、海水影響を考慮した設計とする。
非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピット	以下の設計方針であることを確認した。 海水取水口、海水取水路及び海水ピットは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。 海水取水口、海水取水路及び海水ピットは、コンクリート構造物であり、常時海水を通水するため、腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号）

43条の設計方針において、操作及び復旧作業に支障がないように遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定した上で設置場所から操作可能、遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とすること等を確認。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納施設の原子炉格納容器	
燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット	
非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピット	

2.20.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等時の環境条件に対し操作可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて確実に操作ができる設計とし、工具は操作場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納施設の原子炉格納容器	
燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット	
非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピット	

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査が実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等が可能な構造とするとともに発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とすること等を確認した。基本方針については、「1.1.7.4操作性及び試験・検査性について」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（伊方）
1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器（炉心支持構造物を含む）及び加圧器	以下の設計方針であることを確認した。 流路として使用する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器は、それぞれ通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 蒸気発生器及び加圧器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。 1次冷却材ポンプは、分解が可能な設計とする。 原子炉容器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。 蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。
原子炉格納施設の原子炉格納容器	原子炉格納容器は、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。 漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。
燃料貯蔵設備の使用済燃料ピット	使用済燃料ピットは、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。 漏えいの有無等の確認が可能な設計とすることを確認した。
非常用取水設備の海水取水口、海水取水路及び海水ピット	以下の設計方針であることを確認した。 海水ピットのうち海水ピット堰については、機能・性能の確認が可能な設計とする。 海水取水口、海水取水路及び海水ピットは、外観の確認が可能な設計とする。 海水ピットは、非破壊検査が可能な設計とする。