

崩壊熱除去機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 1-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 1-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 1-4
(3) 燃料損傷防止対策	5. 1-5
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 1-12
(1) 有効性評価の方法	5. 1-12
(2) 有効性評価の条件	5. 1-14
(3) 有効性評価の結果	5. 1-17
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 1-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 1-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5. 1-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 1-22
b. 操作条件	5. 1-23
(3) 操作時間余裕の把握	5. 1-23
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 1-24
5. 結論	5. 1-25

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：崩壊熱除去機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p> <p>② 外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</p>

（添付書類十 追補2 「2. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補「第3-3表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について」）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス※1		対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		着眼点 (a: 余裕時間, b: 設備容量, c: 代表性)			着眼点と選定理由	
			燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c		
崩壊熱除去機能喪失	◎	崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	①崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能※3	—※3	低	低	高	a. 異常の認知や待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系（常設）による注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間（約2時間）に比べて十分時間があるため（最も短いPOS-Sで約3.7時間）「低」とした。 b. 待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系（常設）といった緩和設備の設備容量（残留熱除去系（低圧注水モード） 約1,200m <sup>3</sup> /h, 低圧原子炉代替注水系（常設） 約200m <sup>3</sup> /h）に比べて蒸発量は十分小さいため（最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいても蒸発量38m <sup>3</sup> /h）「低」とした。 c. 事故シーケンスグループに対する寄与割合が88%と支配的である①の事故シーケンスを「高」とし、寄与割合が12%である②の事故シーケンスを「中」とした。 ・②の事故シーケンスは非常用ディーゼル発電機に期待できるシナリオであり、「全交流動力電源喪失」で考慮している②の事故シーケンスと比べて事象進展や対策が厳しくなく選定しない。 ・以上より、①の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。
			原子炉への注水機能	・待機中のECCS（残留熱除去系（低圧注水モード））※4 ・低圧原子炉代替注水系（常設） ・CWT, FP, 低圧原子炉代替注水系（可搬型）※5					
	—※2	外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	②外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	中	
				崩壊熱除去機能※3	・原子炉補機代替冷却系				
				原子炉への注水機能	・上記破線内の注水対策				

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が原子炉内燃料体の崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至るものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）を用いて炉心注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。安定状態に向けた対策としては、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

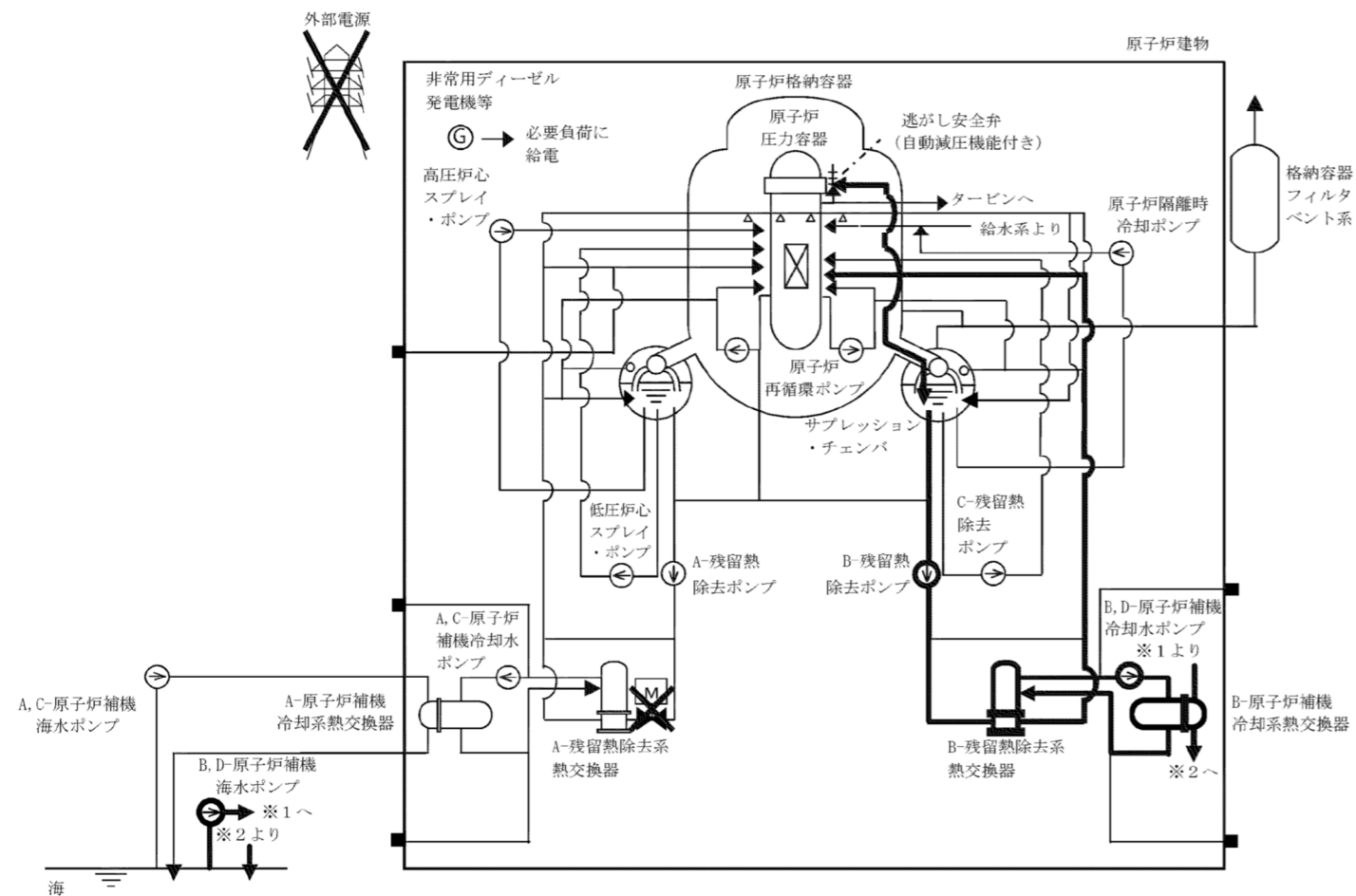
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、残留熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、第3.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策についてにおいて、残留熱除去系ポンプ出口流量、残留熱除去系熱交換器入口温度等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開操作により原子炉を低圧状態に維持した後、<u>待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。</u>このため、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、残留熱除去系（低圧注水モード）、サプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水は、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、残留熱除去系（低圧注水モード）、サプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクが挙げられていることを確認した。</u>対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第3.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」において、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（低圧注水モード）が挙げられていることを確認した。</u>なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらに対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する。</u>このため、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による最終的な熱の逃がし場への熱の輸送については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクが挙げられていることを確認した。</u>これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第3.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。</u></p> <p>③ 補足説明資料（添付資料5.1.5 安定状態について）において、<u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となることが示されている。</u> 補足説明資料（添付資料5.1.5 安定状態について）において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合」としていることが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 原子炉の注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第3.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系(低圧注水モード)に係る計装設備として原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（SA）及び残留熱除去系ポンプ出口流量が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に係る計装設備として、原子炉水位（SA）、原子炉水位（広帯域）、残留熱除去系ポンプ出口流量、残留熱除去系熱交換器入口温度が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、当該系統を中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する</span>ことにより、原子炉水温は低下することが示されており、初期の対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）再起動後のプラント状態確認にて崩壊熱除去機能喪失を確認</li> <li>・ 運転していた残留熱除去系の復旧操作</li> <li>・ 待機していた残留熱除去系ポンプ以外による原子炉注水</li> <li>・ 原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）以外による崩壊熱除去</li> </ul> <p>② 原子炉圧力容器への注水に係る手順については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際には行う操作として、残留熱除去系復旧が含まれていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止)</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第3.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p> <p>2)※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>

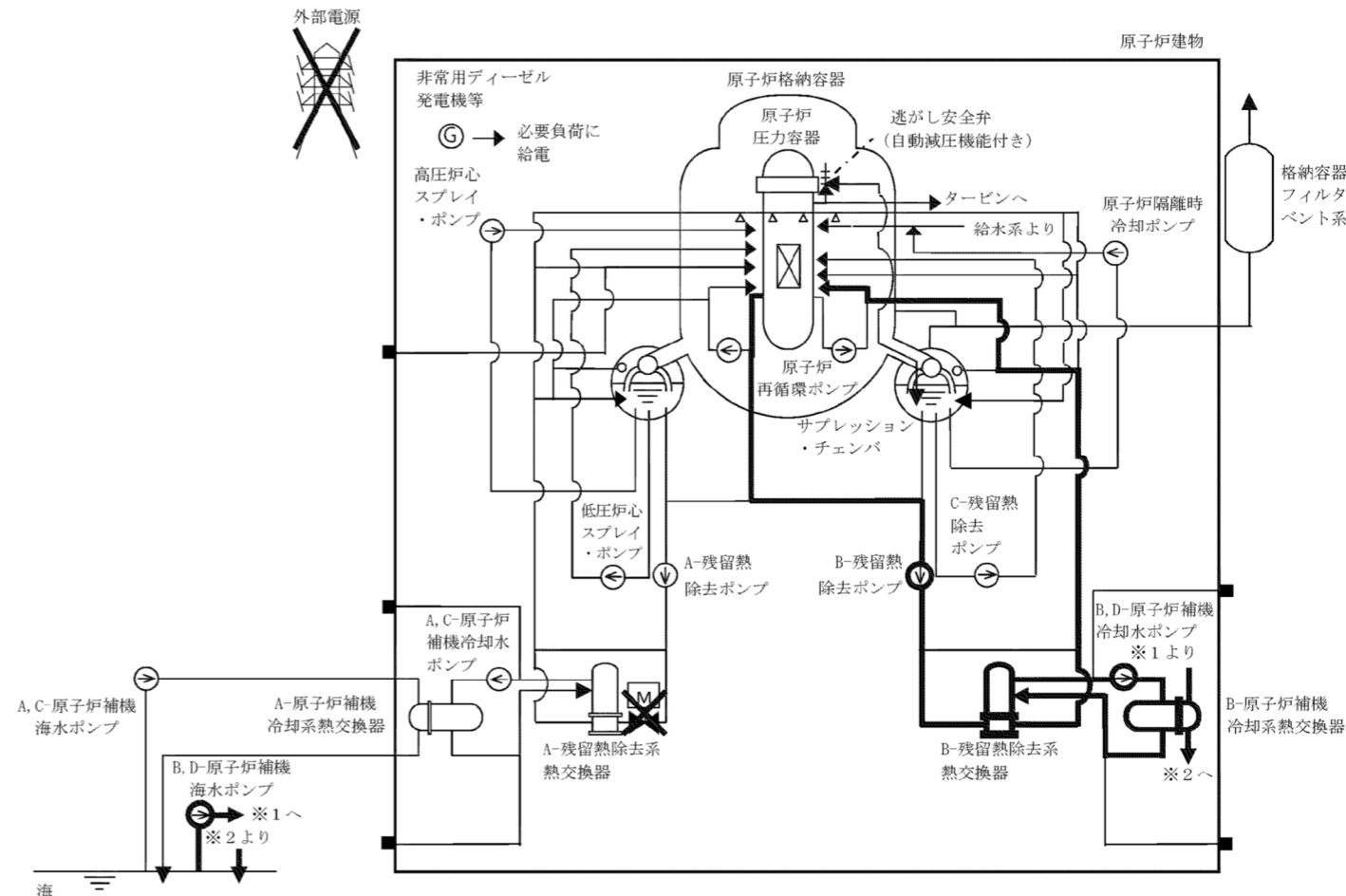
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</li> </ul>	<p>3)</p> <p>(i) 待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として、残留熱除去系（低圧注水モード）及びこれらを接続する配管や弁を含め概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。</li> <li>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</li> </ul>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>「第3.4.1-2 図「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第3.4.1-2 図「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要」及び「3.4.1.1 (3) 燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に係る判断基準・確認項目等  <b>崩壊熱除去機能喪失の判断</b>：運転員が、残留熱除去系の故障に起因する崩壊熱除去機能の喪失による原子炉水温の上昇等を確認した場合、崩壊熱除去機能喪失と判断する。  <b>残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替え判断</b>：運転員が、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位回復を確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切替えを行う。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p>	<p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.3 原子炉冷却材バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 残留熱除去系復旧操作（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「2.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p>
<p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</li> </ul>	<p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>2.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>

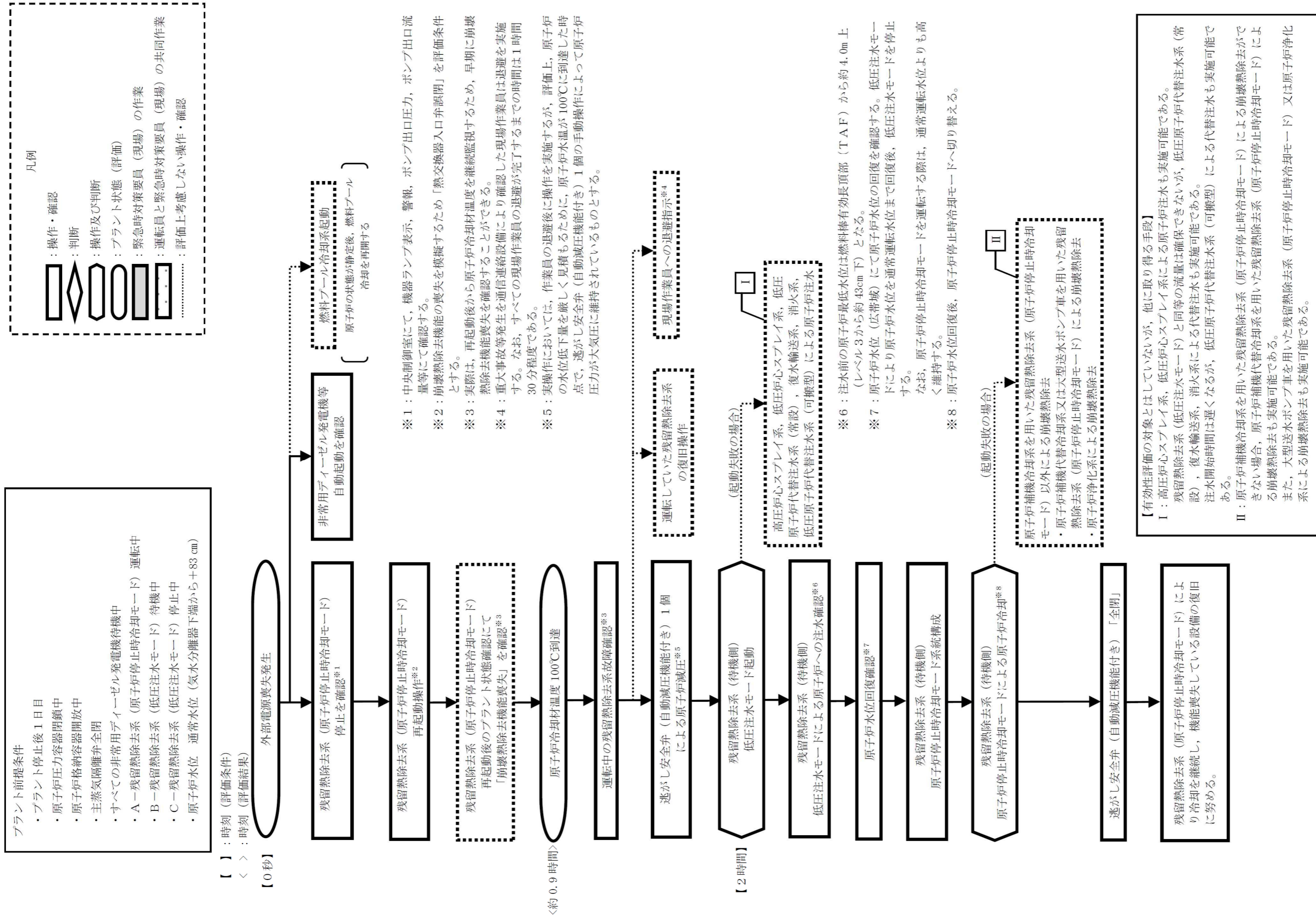




第3.4.1-1図(1) 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉停止時冷却失敗，原子炉減圧及び原子炉注水）



第3.4.1-1図(2) 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉停止時冷却）



第3.4.1-2 図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要

停止中の崩壊熱除去機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数			操作内容	経過時間（分）																		経過時間（日）			備考	
	責任者	当直長	1人		中央制御室監視 緊急時対策本部連絡	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	5	6		7
状況判断	1人 A	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失確認</li> <li>非常用ディーゼル発電機等自動起動確認</li> <li>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止確認</li> <li>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）再起動</li> </ul>	<p>▽ 事象発生 ▽ プラント状況判断 約0.9時間後 原子炉冷却材温度100℃到達 2時間後 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p>																					
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）機能喪失調査、機器復旧操作	—	—	—	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）機能回復																						評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
現場作業員への退避指示	—	—	—	—	当直長による現場作業員への退避指示	1時間30分以内に退避完了																					評価上考慮せず 中央制御室で当直長が指示する
原子炉減圧操作	(1人) A	—	—	—	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）1個 手動開放操作	10分																					
原子炉水位回復操作	(1人) A	—	—	—	残留熱除去系（低圧注水モード）（待機側）起動/停止操作	10分																		原子炉水位回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）停止			B-残留熱除去ポンプ
残留熱除去系（低圧注水モード）から 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） への切替え	(1人) A	—	—	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（待機側）系統構成（中央制御室）	20分																					B-残留熱除去ポンプ
	—	2人 B,C	—	—	放射線防護具準備	10分																					
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	(1人) A	—	—	—	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（待機側）起動	10分																					B-残留熱除去ポンプ
	(1人) A	—	—	—	原子炉冷却材温度調整																			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転継続			B-残留熱除去ポンプ
燃料プール冷却再開	(1人) A	—	—	—	燃料プール冷却系再起動	適宜実施																					評価上考慮せず 燃料プール水温66℃以下維持
必要人員数 合計	1人 A	2人 B,C	—	—																							

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第3.4.1-3 図 「崩壊熱除去機能喪失」の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を選定する。これは、PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスのうち、最も寄与割合が高い事故シーケンスであることから選定する。対策実施の時間余裕及び原子炉内燃料体損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の保有水量が少なく、保有水が原子炉内燃料体の崩壊熱により継続的に蒸発して減少する状態として、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態とすることを確認した。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 該当なし。原子炉内燃料体の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、原子炉の水位が低下する。原子炉圧力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率 10mSv/h（※）に対応した原子炉水位は、燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上である。原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を開始できることを確認することを確認した。また、原子炉建物原子炉棟 4 階からの現場作業員の退避の時間は 2 時間以内であり、被ばく量は最大でも 20mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕があることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、原子炉水位が燃料有効長頂部約1.8m上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、運転員が警報により異常な状態を検知し、原子炉水位が燃料有効長頂部約1.8m上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を行うための余裕時間を評価することを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操の作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転中のRHR 又は補機冷却系（補機冷却海水系を含む。）の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転中のRHR 又は補機冷却系（補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定する。</p> <p>(c) 対策例（対策の可否は原子炉の状態及び緩和設備の待機状態に依存する。以下同様。）</p> <p>i. 待機中のRHR 等による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 代替UHSS による崩壊熱除去機能の確保（補機冷却機能が喪失している場合）</p> <p>iii. 待機中のECCS 又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な資源等の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</p> <p>② 「第3.4.1-2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、本評価では、原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）1系統のほかに、残留熱除去系（低圧注水モード）1系統が待機状態とする。原子炉停止後の原子炉内燃料体の崩壊熱は、原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止1日後の崩壊熱の値（約14MW）を用いる。この崩壊熱</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>に相当する原子炉圧力容器内の蒸発量は約 24m<sup>3</sup>/h である。事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されているため、設計値である 52℃とすること、原子炉の初期圧力は大気圧とし、また、事象発生後に於いて、水位低下量を厳しく評価するために、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手动開操作によって水蒸気を流出させ原子炉圧力を大気圧に維持するものとすることを確認した。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（BWR 崩壊熱除去機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系（低圧注水モード）の使用台数及び原子炉注水量の確認</li> <li>・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の使用台数及び熱交換器の伝熱容量の確認</li> </ul>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 3.4.1-2 表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系（低圧注水モード）：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、設計値の 1,136m<sup>3</sup>/h とする。これは、原子炉停止 1 日後の崩壊熱に相当する蒸発量である約 24m<sup>3</sup>/h を上回る流量であることを確認した。</li> <li>・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）：残留熱除去系 1 系列 1 台で、伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 9MW（原子炉冷却材温度 52℃、海水温度 30℃において）とすることを確認した。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している残留熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「2.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（残留熱除去系低圧注水モードの開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、原子炉減圧操作、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水（原子炉水位回復作業）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>原子炉減圧操作</u>：原子炉水温が100℃に到達後、原子炉圧力を低圧状態に維持するために、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）1個を開操作する。本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水</u>：運転していた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し、事象発生から約2時間後に原子炉圧力容器への注水を実施する。「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、原子炉運転停止中における本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p><u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉からの除熱</u>：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位回復後に実施する。「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、原子炉運転停止中における本操作に係る要員は、運転員（中央制御室）1名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>② <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、1系統の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失の確認に要する時間を考慮して、事象発生から2時間後とする</u>ことを確認した。また、原子炉水位回復から約40分後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替え、原子炉からの除熱を開始することを確認した。操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象の認知及び注水開始までの一連の操作に要する時間を考慮し、事象発生から2時間後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。また、残留熱除去系（原子炉停止</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>妥当なものであることを確認。</p>	<p>時冷却モード）へ切替えは、一連の操作に要する時間を考慮し、原子炉水位回復から約40分後としているが、実態の操作開始時間は早まることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）                  (炉心の著しい損傷の防止)                  4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。                  (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。                  (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。                  (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について                  1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。                  (i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。                  ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。                  ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。                  ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。                  ④ 重大事故等対策の効果を確かめるパラメータを確認。                  (崩壊熱除去機能喪失)                  起因事象に関連するパラメータ：                  ・ 原子炉水温</p>	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。                  ① 「3.4.1.2 (3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。                  ② 第3.4.1-4 図より、崩壊熱による原子炉水温の上昇後、蒸発により原子炉水位が低下していることを確認した。                  補足説明資料（添付資料5.1.2）では、原子炉圧力容器内が大気圧条件で維持されている場合には、事象発生から約1時間後に原子炉水温が100℃に到達することが示されている。                  ③ 第3.4.1-4 図より、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始後、原子炉水位が回復していることを確認した。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の切替えによる原子炉水位に変動がないことを確認した。                  ④ 第3.4.1-4 図より、機器条件で設定したとおり、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水量が原子炉水の蒸発量に比べて多い（注水流量：1136m<sup>3</sup>/h、原子炉停止1日後の崩壊熱に相当する蒸発量：約24m<sup>3</sup>/h）ことから、短時間で原子炉水位が事象発生前の通常運転水位に回復していることを確認した。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去を実施し、原子炉水位の変動がないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul> 動的機器の作動状況： <ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系系統流量（低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード）</li> </ul> 対策の効果： <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	
<b>記載要領（例）</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> </ul>	
(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。 <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</li> <li>未臨界の確保</li> </ol>	(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては以下のとおり。 <ol style="list-style-type: none"> <li>事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇し、事象発生から約0.9時間後に、沸騰することにより原子炉水位は低下し始める。事象発生から2時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は約1.0m低下して、燃料有効長頂部の約4.0m上となるが、冠水は維持されることを確認した。 原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態では、原子炉水位が燃料有効長頂部の約4.0m上に低下しても、原子炉建屋内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率10mSv/hを上回ることはないことを確認した。 補足説明資料（添付資料5.1.6）において、遮蔽維持に必要な原子炉水位が示されている。 （*）原子炉建物原子炉棟4階での作業及び退避の時間は2時間以内であり、運転員及び重大事故等対応要員の被ばく量は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある値。</li> <li>本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持されていることを確認した。</li> </ol>
(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。	(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉圧力容器内の水位は評価期間を通じて、燃料有効長頂部以上であり、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく放射線の遮蔽を維持できていること及び全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界の確保はできていることを確認した。
（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド） <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;">             3.1 有効性評価の手法及び範囲              (2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。           </div> 2. 評価期間の妥当性について <ol style="list-style-type: none"> <li>評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。               <ol style="list-style-type: none"> <li>原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。                   <ol style="list-style-type: none"> <li>低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</li> </ol> </li> </ol> </li> </ol>	1) <ol style="list-style-type: none"> <li>安定状態になるまでの評価について、第3.4.1-4図にあるとおり、事象発生から2時間後に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、短時間で原子炉水位は回復していることを確認した。その後、事象発生から2時間40分後に、原子炉水位が回復後、残留熱除去系を低圧注水モードから原子炉停止時冷却モードに切り替えることにより、原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができることを確認した。</li> </ol>

### 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

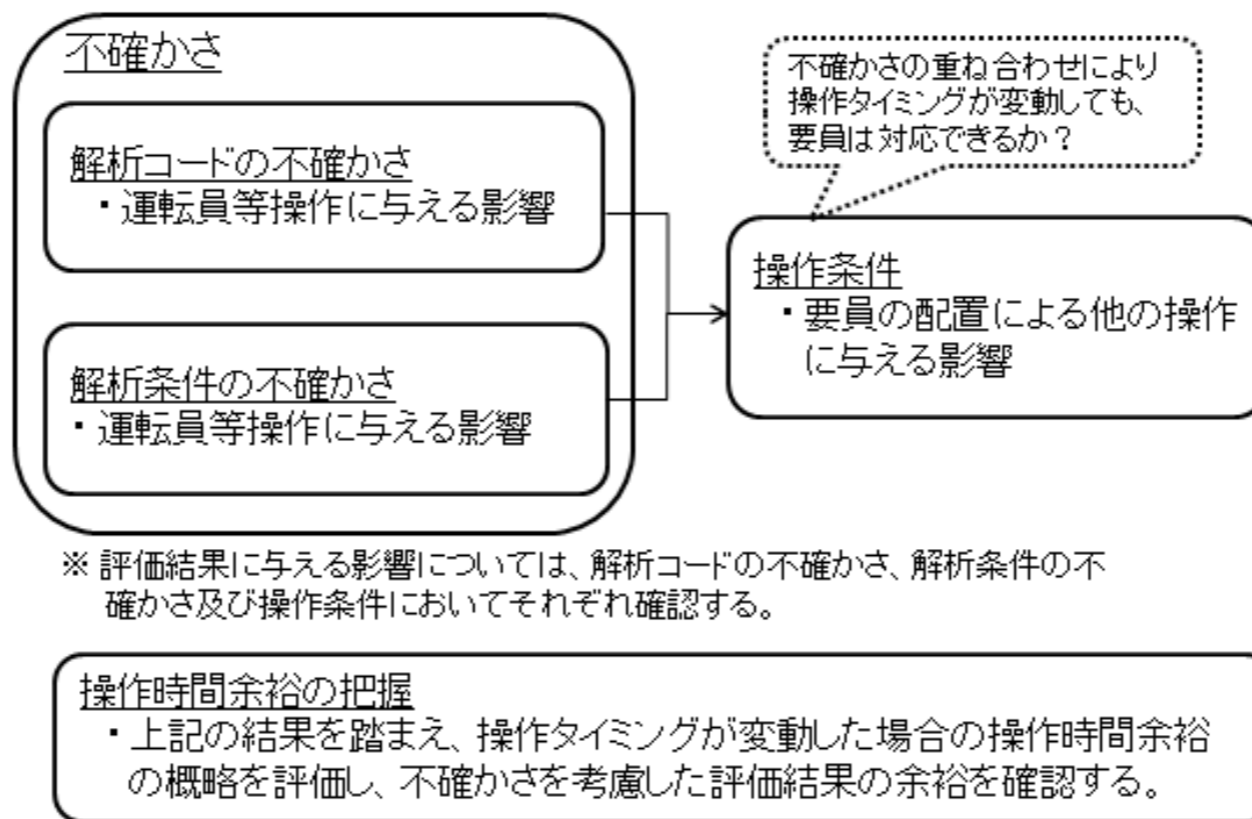
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

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

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

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

なお、「崩壊熱除去機能喪失」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)(i) 解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び 解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「2.7 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>（参考：2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作の起点が、崩壊熱除去系機能喪失による異常の認知であるため、評価条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 解析条件の燃料の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水操作の開始は、崩壊熱除去機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止1日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止12時間後の崩壊熱及び水温100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約2.7時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から2時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 操作条件の不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <u>原子炉圧力容器への注水操作開始時間を事象発生から2時間後としているが、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、実際の注水開始時間は早くなることから、原子炉水位の回復が早くなることにより、評価項目に対する余裕が大きくなる。また、注水操作を開始するまでの時間は事象発生から2時間後としているが、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下するのは事象発生から約2.7時間後であることから、注水操作の準備時間が確保できるため、時間余裕がある</u>ことを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器への注水操作については、一連の操作が中央制御室で実施され、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器への注水操作は、実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。運転員等の操作時間に与える影響として、注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器への注水操作について、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約4.3時間後であり、これに対して、異常を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間であることから、準備時間が確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p>	
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、10名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は43名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいて、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の水源の充足性については上記（iii）のとおり。資源の充足性については、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m<sup>3</sup>、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m<sup>3</sup>であり、合計708m<sup>3</sup>必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m<sup>3</sup>、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m<sup>3</sup>、合計約775m<sup>3</sup>の軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>



5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li>具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。</li> </ul>	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替えによる炉心の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、運転停止中原子炉内燃料体を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系の1系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のおり、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

全交流動力電源喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5.2-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5.2-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5.2-4
(3) 燃料損傷防止対策	5.2-5
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5.2-12
(1) 有効性評価の方法	5.2-12
(2) 有効性評価の条件	5.2-13
(3) 有効性評価の結果	5.2-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5.2-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5.2-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5.2-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5.2-21
b. 操作条件	5.2-22
(3) 操作時間余裕の把握	5.2-23
4. 必要な要員及び資源の評価	5.2-24
5. 結論	5.2-25

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失＋直流電源喪失</li> <li>・ 外部電源喪失＋交流電源喪失</li> </ul>

（添付書類十 追補2 「2. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補「第3-3表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について」）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス※1			対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		着眼点 (a: 余裕時間, b: 設備容量, c: 代表性)			着眼点と選定理由
				燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
全交流動力電源喪失	-	外部電源喪失+直流電源喪失	①外部電源喪失+直流電源喪失	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・非常用ディーゼル発電機（直流電源の復旧後） ・常設代替交流電源設備	低	低	低	a. 常設代替交流電源設備の起動，低圧原子炉代替注水系（常設）による注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間（約2時間）に比べて十分時間があるため（最も短いPOS-Sで約3.7時間）「低」とした。 b. 待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系（常設）といった緩和設備の設備容量（残留熱除去系（低圧注水モード）約1,200m <sup>3</sup> /h，低圧原子炉代替注水系（常設）約200m <sup>3</sup> /h）に比べて蒸発量は十分小さいため（最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいても38m <sup>3</sup> /h）「低」とした。 c. 事故シーケンスグループに対する寄与割合が99%と支配的である②の事故シーケンスを「高」とし，寄与割合が1%未満である①の事故シーケンスを「低」とした。 ・①の「外部電源喪失+直流電源喪失」の事故シーケンスは燃料損傷頻度が低く，常設代替交流電源設備や可搬型直流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水等により燃料損傷が防止できることから選定しない。 ・以上を踏まえたうえで，停止中審査ガイドの主要解析条件も参照し，外部電源喪失時に原子炉補機冷却系の機能が喪失して全交流動力電源喪失に至るシーケンス（②の事故シーケンス）を重要事故シーケンスとして選定した。
				原子炉への注水に必要な直流電源の復旧（非常用ディーゼル発電機起動等の為）	・所内常設蓄電式直流電源設備				
				崩壊熱除去機能※3	・原子炉補機代替冷却系（交流電源復旧後） ・原子炉浄化系（交流電源復旧後）				
				原子炉への注水機能	・低圧原子炉代替注水系（常設） ・CWT（交流電源復旧後），FP，低圧原子炉代替注水系（可搬型）※5				
	◎	外部電源喪失+交流電源喪失	②外部電源喪失+交流電源喪失	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	高	
				崩壊熱除去機能※3	・原子炉補機代替冷却系（交流電源復旧後） ・原子炉浄化系（交流電源復旧後）				
原子炉への注水機能				・低圧原子炉代替注水系（常設） ・CWT（交流電源復旧後），FP，低圧原子炉代替注水系（可搬型）※5					

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

※2 全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスの②にて，対策の有効性を確認。

※3 運転停止中において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても，原子炉注水を実施することで燃料損傷を防止できる。（原子炉建物（原子炉開放時）や原子炉格納容器（原子炉未開放時）へ崩壊熱を逃がすことで燃料損傷を防止し，その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する）

※4 PRA上，残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため，停止中審査ガイド等を参照し，対策に追加。

※5 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが，事故シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備。

※6 発生の可能性が低く，発生を仮定してもその影響が限定的であるため，リスク評価上重要性が低いと判断し，PRAの評価対象から除外したもの。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失に起因して、残留熱除去系等の炉心注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失に起因する残留熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、原子炉圧力容器内の保有水が原子炉内燃料体の崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至ることを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至るものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したのとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、代替交流動力電源を確保するとともに、原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要があることを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、原子炉圧力容器への注水する機能を挙げており、具体的な初期の対策として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉を除熱する必要があることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

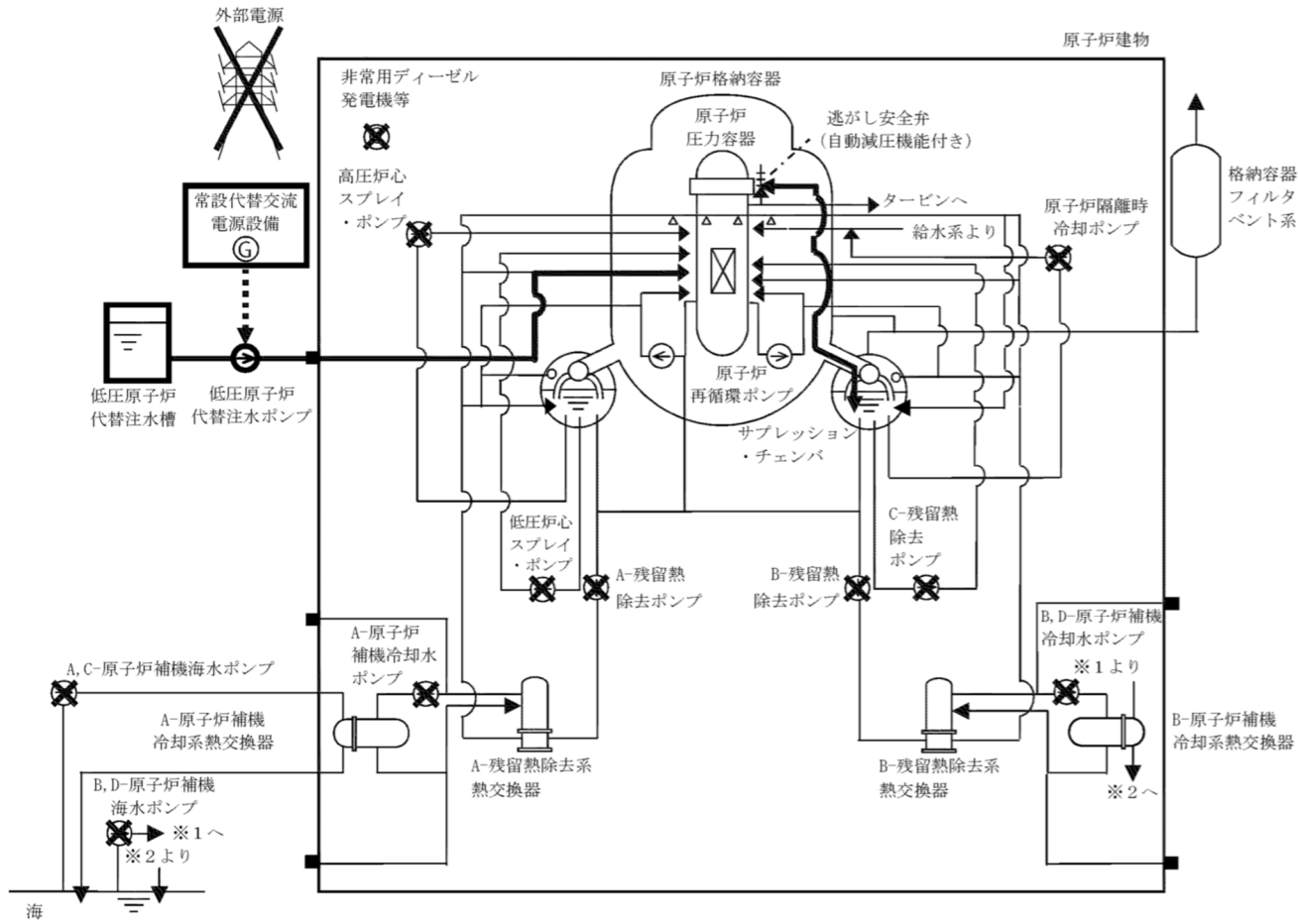
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備は、外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機等からの受電失敗及びすべての非常用母線からの給電に失敗することにより残留熱除去系の原子炉圧力容器への注水機能が喪失することから、「第3.4.2-1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系ポンプ出口流量が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>常設代替交流電源設備による給電を開始した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、大量送水車及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、B-115V系蓄電池、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水は「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で、復水移送ポンプ駆動用の電源の確保については「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第5.2.1-1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で用いる重大事故等対処設備として、<u>常設代替交流電源設備、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水槽が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</u>                      補足説明資料(添付資料5.2.3 7日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について)において、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の運用に対する検討結果が示されている。</u></p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内燃料体の冷却を実施する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプの軸受等の冷却は、原子炉補機代替冷却系で実施する。このため、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、タンクローリ、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、<u>移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、常設代替交流電源設備、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第3.4.2-1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</u></p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については、①に示すとおり、<u>原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>③ 補足説明資料（添付資料5.2.1 安定状態について）には、原子炉代替補機冷却系を介した残留熱除去系機能（原子炉停止時冷却モード）により原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。）また、本重要事故シナシにおける安定状態は、「事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合」であることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 炉心の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第3.4.2-1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（SA）、代替注水流量（常設）低圧原子炉代替注水槽水位が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉の除熱に係る計装設備として、残留熱除去ポンプ出口流量及び残留熱除去系熱交換器入口温度が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 原子炉水位が回復後、原子炉補機代替冷却系の準備完了を確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・号炉間電力融通、高圧発電機車による非常用高圧母線受電</li> <li>・外部電源、非常用ディーゼル発電機等回復操作</li> <li>・復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水</li> <li>・原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）以外による崩壊熱除去</li> </ul> <p>② 有効性評価上は期待しないが、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、号炉間電力融通、高圧発電機車による非常用高圧母線受電については、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」でそれぞれ整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）以外による崩壊熱除去が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シナシグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シナシグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第3.4.2-1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>

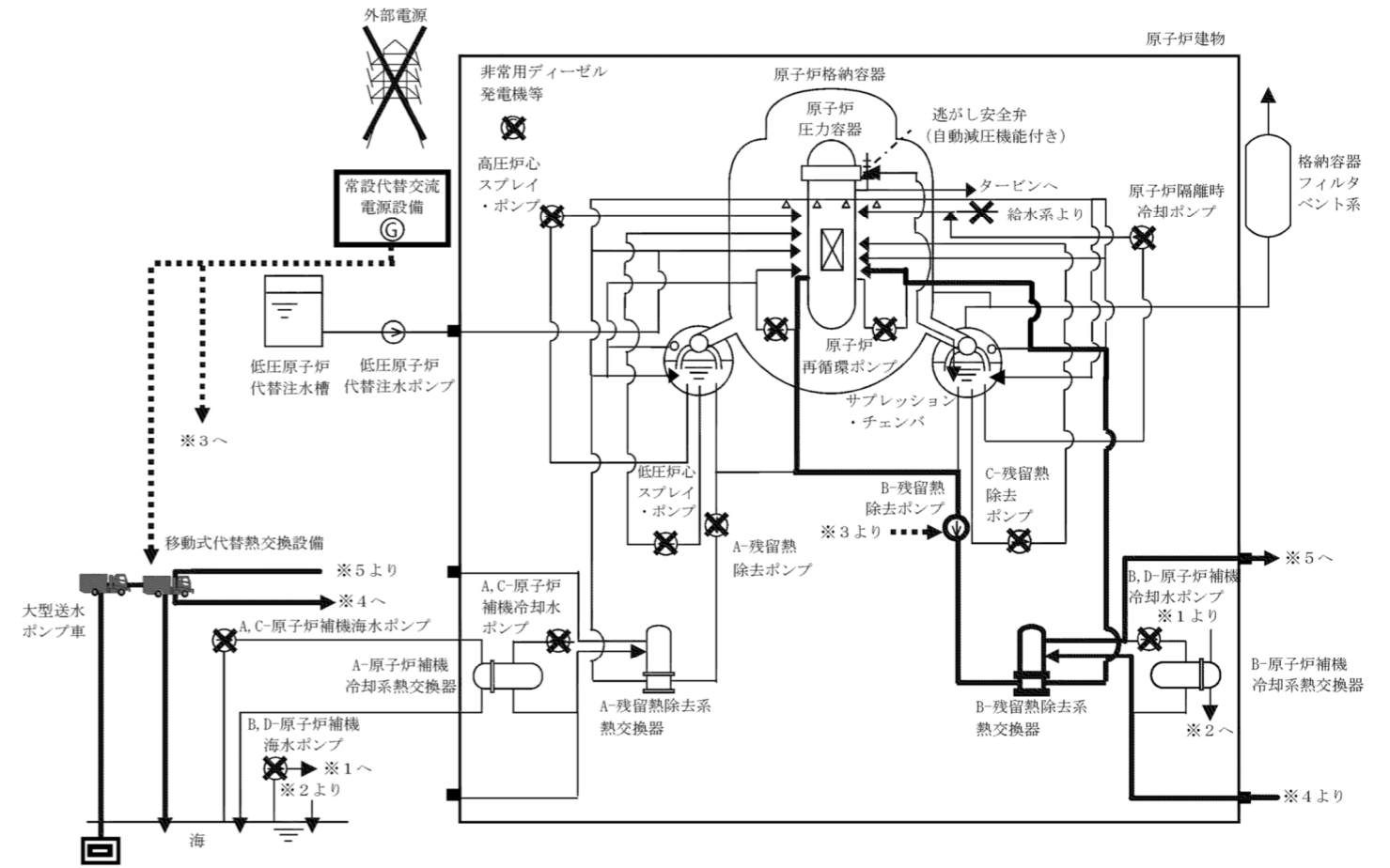
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</li> </ul>	<p>3)</p> <p>（i）低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水に関連する設備として、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び原子炉補機代替冷却系に関連する設備として移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、タンクローリ等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>（i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。</li> <li>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</li> </ul>	<p>4)</p> <p>（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり「第3.4.2-2 図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要」及び「3.4.2.1（3）燃料損傷防止対策」において確認した。</p> <p>① 「第3.4.2-2 図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失の判断</u>：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認</p> <p><u>早期の電源回復不能</u>：中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。</p> <p><u>原子炉安定状態確認</u>：原子炉水位維持及び原子炉水位回復後は蒸発量に応じた注水を実施する。</p> <p><u>残留熱除去（原子炉停止時冷却モード）への切替え判断</u>：原子炉補機代替冷却系の準備が完了後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の起動操作を実施する。</p>



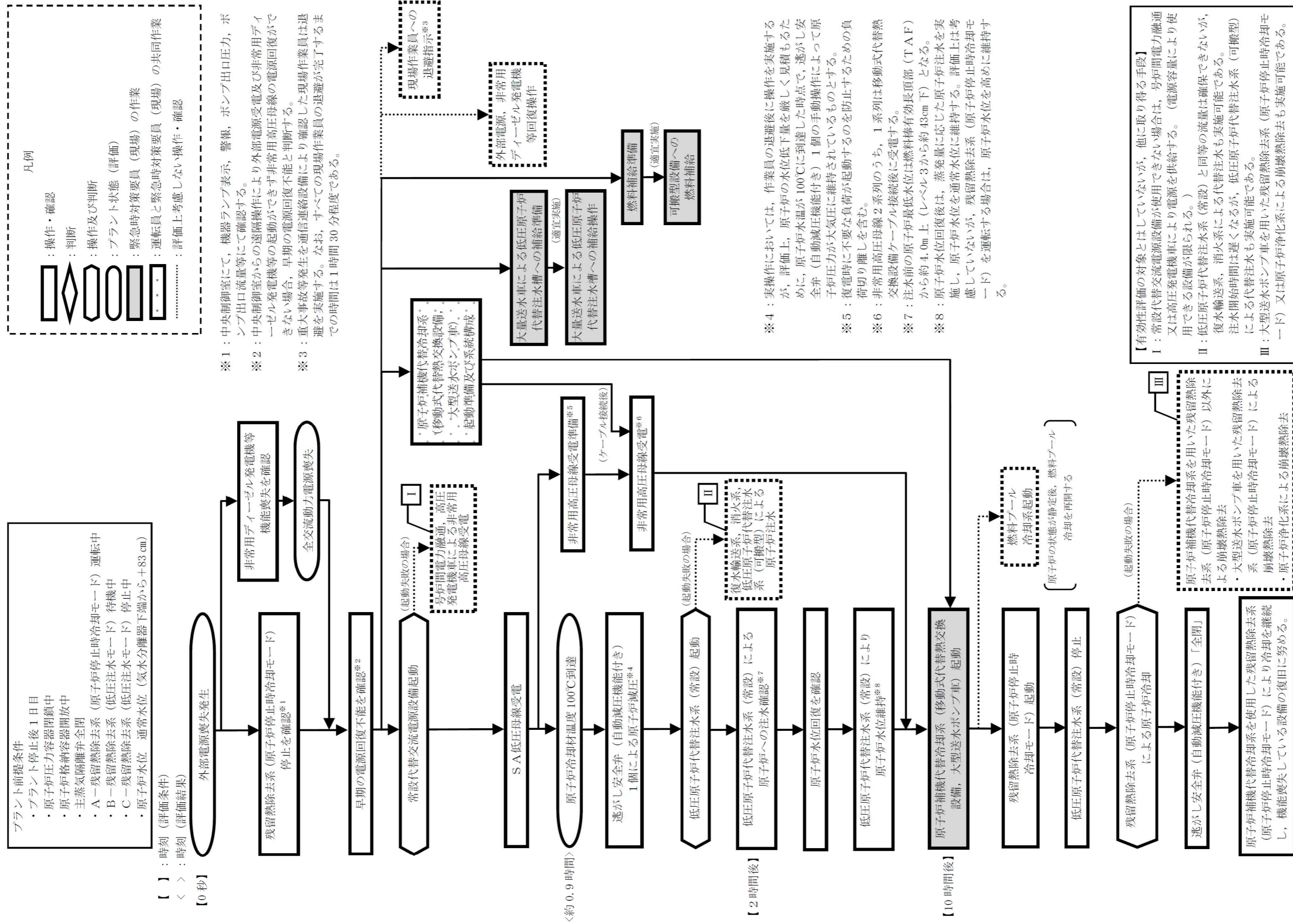
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</li> </ul>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ 外部電源の復旧操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「2.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>2.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



第3.4.2-1図(1) 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図  
(原子炉減圧及び原子炉注水)



第3.4.2-1図(2) 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図  
(原子炉停止時冷却)



第3.4.2-2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

全交流動力電源喪失					経過時間（分）	経過時間（時間）														経過時間（日）							備考											
操作項目	実施箇所・必要員数				操作内容	10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	23	24	5	6	7							
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		事件発生 ▽ プラント状況判断 10分 常設代替交流電源設備による給電 約9.98時間後 原子炉冷卻炉温度100℃到達 2時間後 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水 10時間後 残留熱除去系による原子炉冷却																																
	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮																																		
	通報連絡者	緊急時対策 本部職員	5人	初期での指揮 中央制御室連絡 発電所外部連絡																																		
運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	緊急時対策要員 (現場)																																				
状況判断	1人 A	—	—	—	10分																																	A-残留熱除去系
交流電源回復操作	—	—	—	—	—																																	評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
現場作業員への避難指示	—	—	—	—	1時間30分以内に避難完了																																	評価上考慮せず 中央制御室で当直長が指示する
常設代替交流電源設備 起動操作	(1人) A	—	—	—	10分																																	
D系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	—	—	—	25分																																	
D系非常用高圧母線受電準備	—	2人 B, C	—	—	10分																																	
D系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	—	—	—	35分																																	
D系非常用高圧母線受電操作	(1人) A	—	—	—	5分																																	
D系非常用高圧母線受電操作	—	(2人) B, C	—	—	5分																																	
C系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	—	—	—	25分																																	
C系非常用高圧母線受電準備	—	(2人) B, C	—	—	25分																																	
C系非常用高圧母線受電操作	(1人) A	—	—	—	5分																																	
C系非常用高圧母線受電操作	—	(2人) B, C	—	—	5分																																	
原子炉減圧操作	(1人) A	—	—	—	10分																																	
原子炉補機海水系回復操作	—	—	—	—																																	評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する	
低圧原子炉代替注水系 (常設) 起動操作	—	(2人) B, C	—	—	26分																																	
低圧原子炉代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	—	—	—	10分																																	
原子炉補機海水系回復操作	—	—	—	—	10分																																	
原子炉補機海水系回復操作	—	(2人) B, C	—	—	2時間10分																																	
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	(12人) a~l	—	7時間20分																																	
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	(2人) a, b	—	10分																																	
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	(3人) o, p, q	—	1時間40分																																	
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	(2人) c, d	—	2時間10分																																	
原子炉補機代替冷却系準備 操作	(1人) A	—	—	—	10分																																	
燃料補給準備	—	—	2人 r, s	—	10分																																	
燃料補給準備	—	—	—	—	2時間30分																																	
燃料補給作業	—	—	—	—																																	適宜実施	
残留熱除去系(低圧注水モード)から残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)への切替	(1人) A	—	—	—	25分																																	B-残留熱除去系
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)からの切替	—	(2人) B, C	—	—	20分																																	B-残留熱除去系
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転	(1人) A	—	—	—	10分																																	B-残留熱除去系
燃料プール冷却系準備操作	(1人) A	—	—	—																																	適宜実施	
燃料プール冷却系準備操作	—	(2人) B, C	—	—	10分																																	評価上考慮せず
燃料プール冷却系再開	(1人) A	—	—	—	30分																																	評価上考慮せず 燃料プール冷却系熱交換器への冷却水通水操作
燃料プール冷却系再開	(1人) A	—	—	—	10分																																	評価上考慮せず 燃料プール冷却系再起動 ・燃料プール冷却系ポンプを再起動し燃料プールの冷却を再開する。 ・必要に応じてスキマケーシングタンクへの補給を実施する。

O 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する員数。

第 3.4.2-3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間

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

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定された最も厳しい事故シーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が機能喪失する「外部電源喪失+交流電源喪失」を選定する。これは、PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスのうち、最も寄与割合が高い事故シーケンスであることから選定する。評価に当たっては、上記に加えて、原子炉補機冷却系の機能喪失の重畳を考慮することを確認した。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する原子炉格納容器蓋は開放及び原子炉圧力容器は未開放の状態を選定する。</p> <p>「第 3.4.2-4 図 原子炉水位の推移」において、全交流動力電源喪失時の運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮蔽、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されていることを確認した。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 該当なし。※運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」において確認した。</p> <p>(ii) 該当なし。※運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」において確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 全交流動力電源が喪失し、RHR 等による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電系統の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統の機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。（ただし、3.2(3)bを適切に考慮すること。）</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 代替電源設備による崩壊熱除去機能（RHR（原子炉停止時冷却モード）、燃料プール冷却浄化系及び原子炉冷却材浄化系）の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p>	<p>1)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <u>全交流動力電源喪失により残留熱除去系等の注水機能が喪失し、さらに、原子炉補機冷却系の機能喪失により残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失するものとする</u>ことを確認した。具体的には、起因事象として外部電源喪失を、安全機能の喪失に対する仮定として全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失、これにより従属的に発生する原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能の喪失を想定していることを確認した。</p> <p>② 「第3.4.2-2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、原子炉格納容器蓋は開放及び原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉停止時冷却モード運転中の残留熱除去系1系列のほか、残りの残留熱除去系が待機状態とする。原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止1日後の崩壊熱の値（約14MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉圧力容器内の蒸発量は約24m<sup>3</sup>/hである。事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、水温は、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、設計温度である52℃とすることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保</p>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（全交流動力電源喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧代替注水系の流量とその理由を確認。</li> </ul> <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>① 「第3.4.2-2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の200m<sup>3</sup>/hとする。</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の伝熱容量は原子炉冷却材温度100℃、海水温度30℃における設計値の約15.7MWとする。</u></p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している外部電源、非常用所内交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「2.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（低圧代替注水系の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、常設代替交流電源設備による交流電源の供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>常設代替交流電源設備による交流電源の供給</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名であり、中央制御室での受電前準備、受電操作等に10分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名であり、中央制御室でのポンプ起動等に10分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>大型送水ポンプ車による除熱</u>：「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場運転員4名、重大事故等対応要員6名により、大型送水ポンプ車配置、取水準備等に7時間を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち系統構成操作の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、常設代替交流電源設備の準備に要する時間を考慮して、事象発生から2時間後とすることを確認した。操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>③ 常設代替交流電源設備から給電し、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象発生から2時間後とする。</u>  <u>また、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内燃料体の冷却の開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備に要する時間を考慮して、事象発生から10時間後とする。</u>                      常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間は、評価上の想定よりも短いため、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）                      （炉心の著しい損傷の防止）                      4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。                      (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。                      (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。                      (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。                      (i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。                      （崩壊熱除去機能喪失）</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「3.4.2.2(3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷のおそれに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第3.4.2-4図より、事象の発生後、0.9時間経過で原子炉水温が100℃に到達し、原子炉水位が低下傾向を示していることから、全交流動力電源喪失により残留熱除去機能が喪失していることを確認した。</p> <p>③ 第3.4.2-4図より、機器条件で設定したとおりの低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水流量（約200m<sup>3</sup>/h）が確保されていることを確認した。</p> <p>④ 第3.4.2-4図により、原子炉水位回復後は、原子炉補機代替冷却系の準備が完了する事象発生から10時間後まで原子炉冷却材の蒸発量に相当する水量を原子炉圧力容器に注水することを確認した。原子炉水位は燃料有効長頂部以上を確保できていることから、燃料損傷防止対策が有効に機能し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>動的機器の作動状況： ・ 注入流量</p> <p>対策の効果： ・ 原子炉水位</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>ていることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉圧力容器水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（制御棒全挿入状態維持）</p> <p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<b>事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇する。約0.9時間後に沸騰し原子炉水位は低下し始める。事象発生から2時間後の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は、燃料有効長頂部の約4.0m上まで低下するが、冠水は維持される。原子炉格納容器蓋は開放、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下しても、原子炉建屋内の線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率10mSv/hを上回ることではない</b>ことを確認した。</p> <p>① 第3.4.2-4図にあるとおり、原子炉水位は評価期間を通じて燃料棒有効長頂部以上を確保していることを確認した。原子炉水位は評価期間を通じて燃料棒有効長頂部以上を確保していることに加え、原子炉圧力容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物等により放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建物内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② <b>本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される</b>ことを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保できていること、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽が維持できていること及び事象発生後も、制御棒が挿入維持されており、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲 (2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について 1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。 (i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1) (i) 安定状態になるまでの評価について、<b>事象発生から10時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる</b>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 事象発生から10時間以降、原子炉補機代替冷却系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転することで、原子炉水温が低下し、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

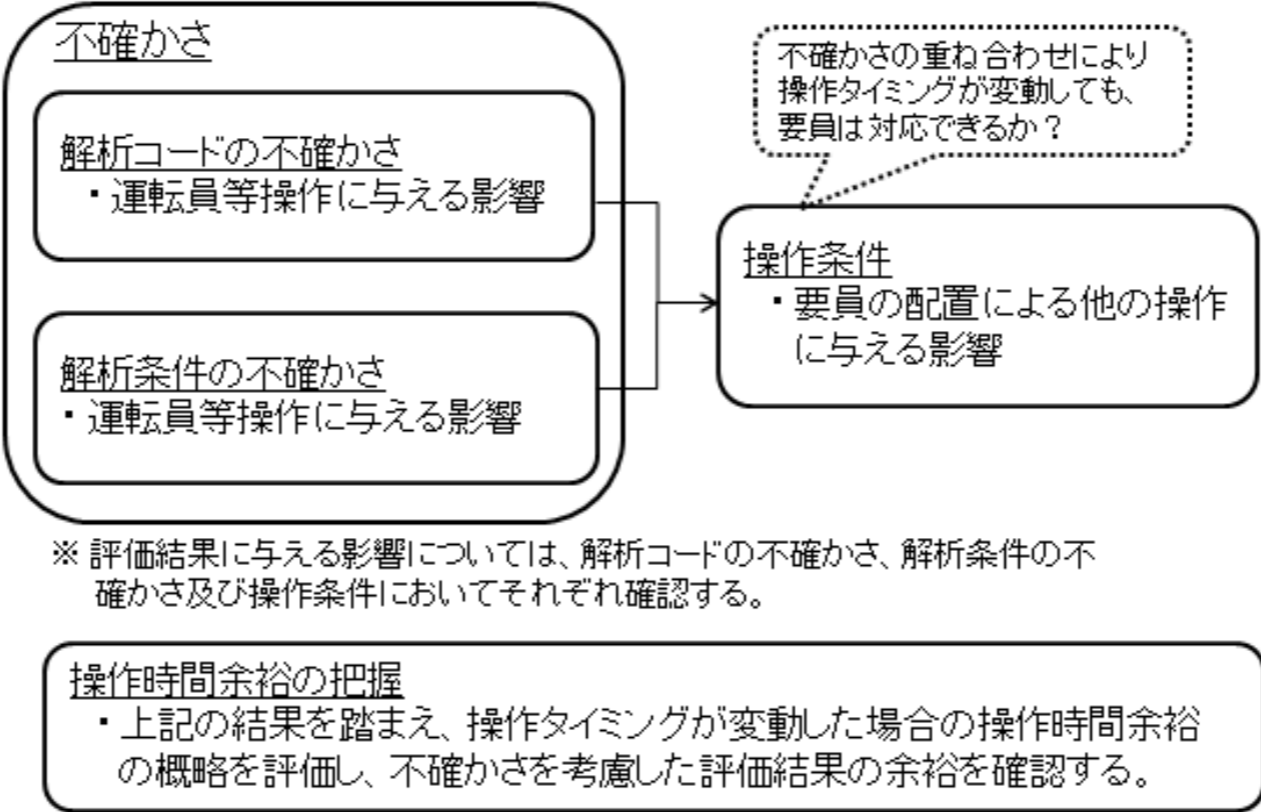
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

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

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

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

なお、「全交流動力電源喪失」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び 解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「2.7 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>（参考：2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作は、事象の発生を起点に行うため、不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱について影響評価を行うとしていることを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作は、事象の発生を起点に行うため、解析条件の不確かさによって運転員等の操作時間に影響がないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析条件の原子炉内燃料体の崩壊熱、初期水温及び初期水位の変動を考慮した場合、原子炉水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、原子炉圧力容器への注水準備操作の開始は、全交流動力電源喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないこと、解析条件の燃料の崩壊熱（原子炉停止1日後）及び初期水温（52℃）より厳しい原子炉停止12時間後の崩壊熱及び水温100℃として評価した結果、原子炉水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約2.7時間後となるが、原子炉圧力容器への注水は、事象発生から2時間後に開始することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、解析条件の初期水位（通常運転水位）に対して最確条件は通常運転水位以上であり、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
② 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。	② 該当なし。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、<u>全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備から給電し、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水準備操作を終了する時間は、事象発生から2時間後であるが、本操作が遅れた場合でも通常運転水位から放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約2.7時間後であることから、十分な時間余裕がある</u>ことを確認した。</p> <p>② 原子炉補機代替冷却系の系統構成は、常設代替交流電源設備受電操作及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作と同じ運転員が行うが、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる（解析上は事象発生2時間後より開始するが、実際には準備完了した段階で実施）。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、原子炉圧力容器内保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 代替炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 第3.4.2-4図に示すとおり、事象発生後2時間後に低圧原子炉代替注水系（常設）による注水がされるのに対して、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約2.7時間であり、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間余裕を確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.2.2表1 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（運転停止中 全交流動力電源喪失）において、操作遅れ等を考慮した当該操作の操作時間余裕について検討した結果が示されている。</p>



4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p>	
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、29名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は43名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1号炉の SFP への対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉内燃料体の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約300m<sup>3</sup>である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>、輪谷貯水槽（西1/西2）に約7,000m<sup>3</sup>、合計約7,740m<sup>3</sup>の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源の充足性について、常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m<sup>3</sup>、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m<sup>3</sup>、原子炉補機代替冷却系用の大型送水ポンプ車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約53m<sup>3</sup>、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m<sup>3</sup>であり、合計約425m<sup>3</sup>必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m<sup>3</sup>、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m<sup>3</sup>、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m<sup>3</sup>、合計約1,225m<sup>3</sup>の軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p data-bbox="142 321 329 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 367 608 399">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li data-bbox="142 413 1026 577">・ 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。</li> </ul>	<p data-bbox="1077 277 2819 399">運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している常設代替交流電源設備による給電、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び原子炉補機代替冷却系による運転停止中原子炉内燃料体の除熱が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1077 413 2819 667">重要事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源喪失」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用ディーゼル発電機等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1077 682 2466 714">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1077 728 2819 804">重要事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1077 861 2819 936">以上のとおり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉冷却材の流出

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5.3-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5.3-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5.3-4
(3) 燃料損傷防止対策	5.3-5
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5.3-12
(1) 有効性評価の方法	5.3-12
(2) 有効性評価の条件	5.3-13
(3) 有効性評価の結果	5.3-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5.3-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5.3-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5.3-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5.3-21
b. 操作条件	5.3-22
(3) 操作時間余裕の把握	5.3-23
4. 必要な要員及び資源の評価	5.3-24
5. 結論	5.3-25

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：原子炉冷却材の流出）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンス内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における事故シーケンスは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出（原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出（制御棒駆動機構点検時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出（局部出力領域モニタ交換時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗</li> </ul>

（添付書類十 追補2 「2. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補「第3-3表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について」）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス*1			対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		着眼点 (a: 余裕時間, b: 設備容量, c: 代表性)			着眼点と選定理由
				燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
原子炉冷却材の流出	—	原子炉冷却材の流出 + 流出隔離・炉心冷却失敗	①制御棒駆動機構点検時の冷却材流出+流出隔離・炉心冷却失敗	原子炉への注水機能 (事象の認知を含めたもの)	<ul style="list-style-type: none"> <li>待機中のECCS（残留熱除去系（<u>低圧注水モード</u>））</li> <li>低圧原子炉代替注水系（常設）</li> <li>CWT, FP, 低圧原子炉代替注水系（可搬型）*5</li> <li>原子炉冷却材流出箇所の隔離操作</li> </ul>	低	中	低	<p>a. 異常の認知、漏えい箇所の隔離や待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系（常設）の起動といった緩和措置の実施までにかかる時間（最大2時間）に比べて長い（余裕時間が最も短い③の事故シーケンスにおいても2時間以上）「低」とした。</p> <p>b. 待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系（常設）といった緩和設備の設備容量（残留熱除去系（低圧注水モード） 約1,200m<sup>3</sup>/h, 低圧原子炉代替注水系（常設）約200m<sup>3</sup>/h）に比べて原子炉冷却材流出流量は十分小さいが、その中で最も大きい④の事故シーケンスを「高」、最も小さい②の事故シーケンスを「低」、その間である①、③の事故シーケンスを「中」とした。</p> <p>c. 事故シーケンスグループに対する寄与割合が76%と支配的である③の事故シーケンスを「高」とし、寄与割合が24%である④の事故シーケンスを「中」、寄与割合が1%未満である①、②の事故シーケンスを「低」とした。</p> <p>・「原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出」は2.7E-10/定期事業者検査、「残留熱除去系切替時の冷却材流出」は8.4E-11/定期事業者検査であり、どちらも燃料損傷頻度が低い。「制御棒駆動機構点検時の冷却材流出」等の点検作業に伴う原子炉冷却材流出事象（①、②の事故シーケンス）は、運転操作に伴う原子炉冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏えい発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、「原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出」については、原子炉水位を低下させる操作であるため、原子炉水位は適宜監視されており、原子炉冷却材流出発生時には、ブロー水の排水先である機器ドレンタンクの水位高等によっても認知することができるため、認知は容易であること、また、④は流出流量が94m<sup>3</sup>/hと他の漏えい事象より大きいことから、事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p>
	—		②局部出力領域モニタ交換時の冷却材流出+流出隔離・炉心冷却失敗			低	低	低	
	—		③原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出+流出隔離・炉心冷却失敗			低	中	高	
	◎		④残留熱除去系切替時の冷却材流出+流出隔離・炉心冷却失敗			低	高	中	

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

※2 全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスの②にて、対策の有効性を確認。

※3 運転停止中において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで燃料損傷を防止できる。（原子炉建物（原子炉開放時）や原子炉格納容器（原子炉未開放時）へ崩壊熱を逃がすことで燃料損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する）

※4 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、停止中審査ガイド等を参照し、対策に追加。

※5 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、事故シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備。

※6 発生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したもの。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等により原子炉冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサブプレッション・チェンバ側に流出する。これにより、原子炉圧力容器内の保有水が継続的に減少し、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至ることを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生し、このため、緩和措置がとられない場合には、「原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る」ものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉冷却材の流出を止めるとともに、原子炉圧力容器に注水し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要があることを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的な初期の対策として、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。安定状態に向けた対策として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

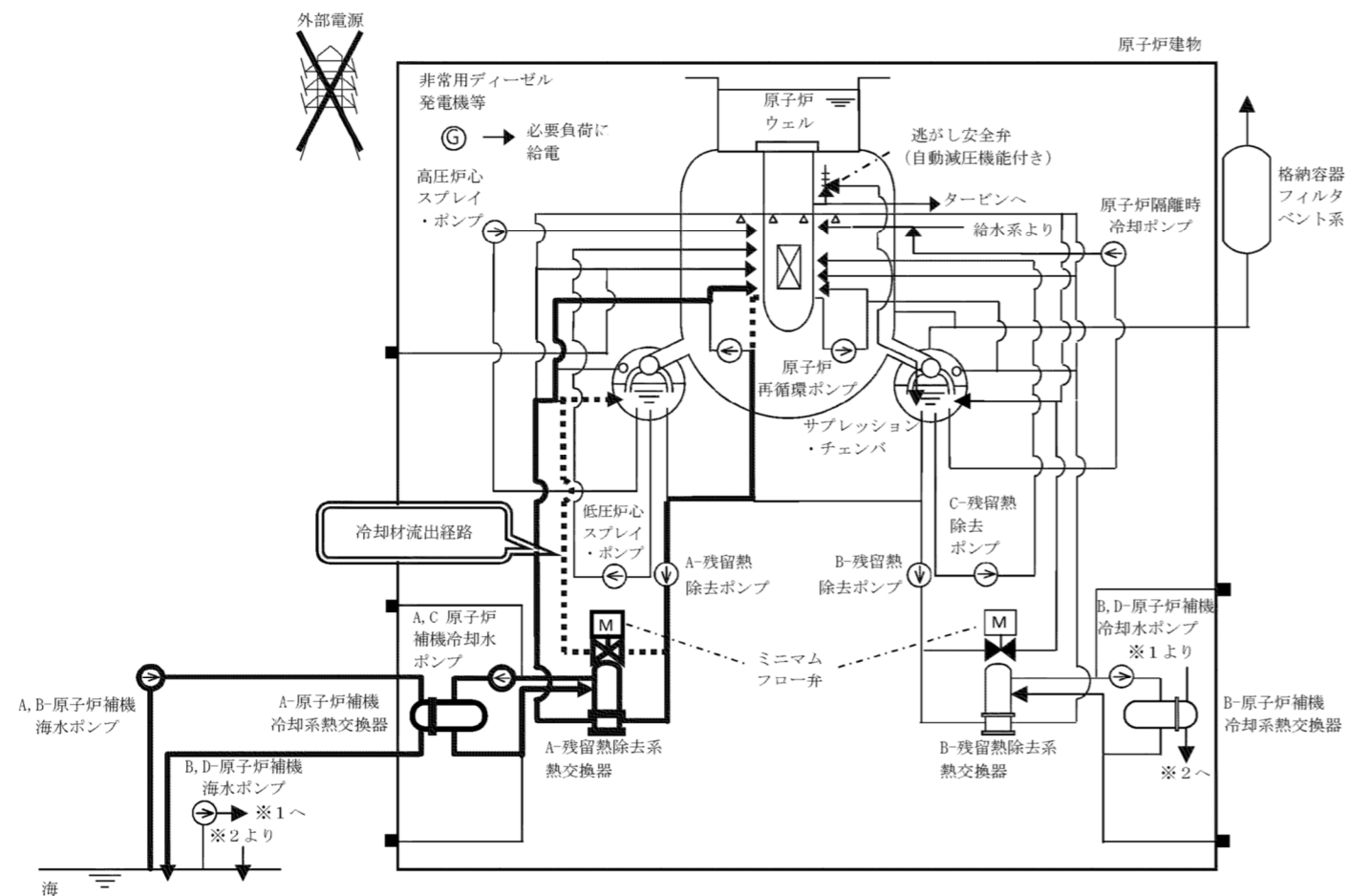
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、残留熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第3.4.3-1表「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」において、サブプレッション・プール水位（SA）、原子炉水位（SA）等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>残留熱除去系系統切替時の原子炉冷却材の流出箇所を特定し、流出元の弁を閉止することにより流出を止めた後、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、残留熱除去系（低圧注水モード）、サブプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水は、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第3.4.3-1表「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」において、重大事故等対処設備として、軽油タンク、残留熱除去系（低圧注水モード）、サブプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、サブプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>としていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で原子炉圧力容器からの除熱については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、サブプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第3.4.3-1表「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>③ <u>補足説明資料（添付資料5.3.4 安定状態について）において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて冷却することにより、安定状態が確立されることが示されている。また、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「事象発生後、原子炉冷却材の流出が停止し、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合」としていることが示されている。</u></p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p>	<p>(iv) 「第3.4.3-1表「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 原子炉の注水による炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 原子炉の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>① 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉水位（SA）、残留熱除去系ポンプ出口流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱に係る計装設備として、原子炉水位（SA）、残留熱除去系ポンプ出口流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注入モード）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて冷却することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 実手順としては以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水</li> <li>・ ろ過水ポンプによる注水</li> <li>・ 原子炉停止時冷却モード切替時のプラント状態確認にて「原子炉水位低下」を確認</li> </ul> <p>② 原子炉水位低下時の水位確保については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、第3.4.3-1表「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策についてで明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p>	<p>2)※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>

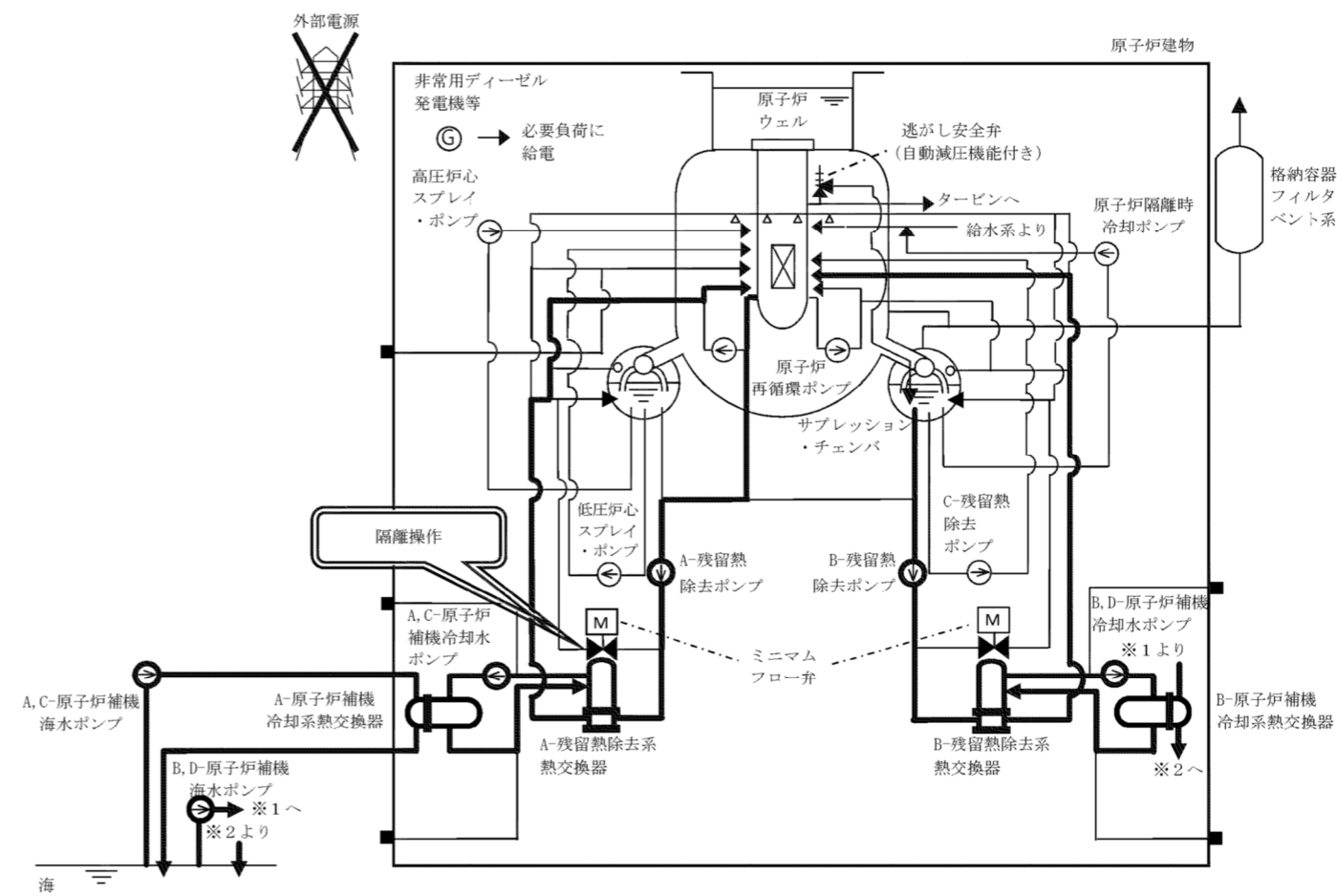


審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</li> </ul>	<p>3)</p> <p>(i) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として、残留熱除去系、サプレッション・チェンバ及びこれらに接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱に関連する設備として残留熱除去系、残留熱除去系熱交換器等が、配管、弁を含め概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。</li> <li>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</li> </ul>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第3.4.3-2 図「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第3.4.3-2 図「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要」及び「3.4.3.1 (3) 燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><b>残留熱除去系停止確認</b>：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等を確認する。</p> <p><b>原子炉水位の低下を確認</b>：1 時間毎の中央制御室監視により、原子炉水位低下を検知する。実際は、原子炉停止時冷却モード切替え時にプラント状態（原子炉水位、原子炉水温度等）を確認する。そのため、早期に冷却材流出は確認することができる。</p> <p><b>補足説明資料（添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価における POS 選定の考え方）</b>において、想定される流出先毎に、流出検知のプロセス・判定が示されている。</p> <p><b>原子炉水位の上昇を確認</b>：原子炉水位（定検時水張り用）により原子炉水位の上昇を確認</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p>

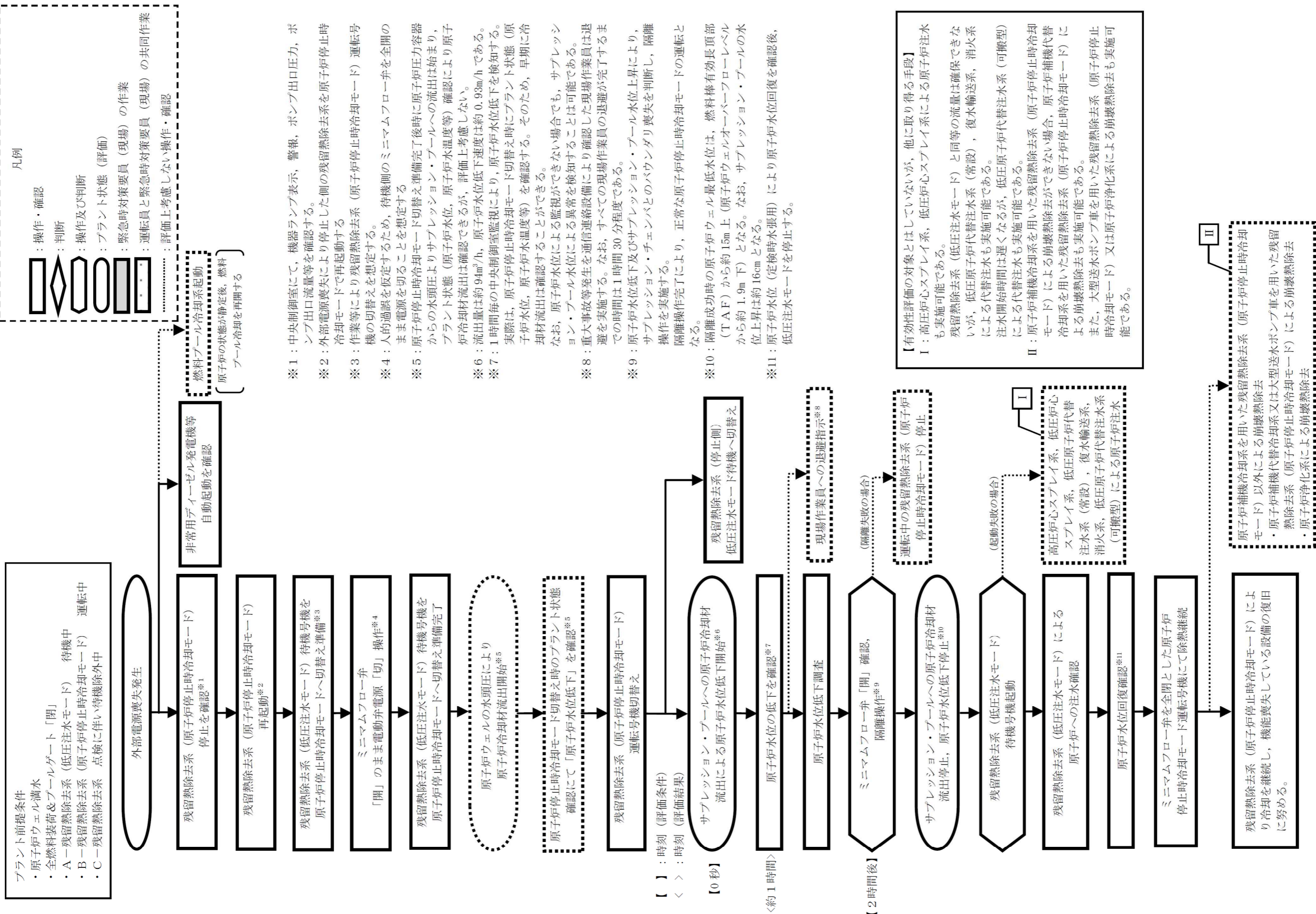
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p>	<p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統切り替え時のプラント状態確認等、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「2.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p>
<p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</li> </ul>	<p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>2.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間にに基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



第3.4.3-1図(1) 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉停止時冷却系統構成失敗)



第3.4.3-1図(2) 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図 (漏えい箇所の隔離操作, 原子炉注水及び原子炉停止時冷却)



第3.4.3-2図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

原子炉冷却材の流出

必要な要員と作業項目				経過時間（分）														経過時間（日）			備考			
				0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		170	5	6
手順の項目	実施箇所・必要人員数			操作内容																				
	責任者	当直長	1人		中央制御室監視 緊急時対策本部連絡																			
	指揮者	当直副長	1人		運転操作指揮																			
	通報連絡者	緊急時対策本部要員	5人		初動での指揮 中央制御室連絡 発電所外部連絡																			
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																				
状況判断	1人 A	—	—	・ 外部電源喪失確認 ・ 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (運転側) 停止確認 ・ 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認	10分																	B-残留熱除去ポンプ		
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 再起動	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (運転側) 起動	10分																	B-残留熱除去ポンプ		
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 切替え操作	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (待機側) 系統構成 (中央制御室)	20分																	A-残留熱除去ポンプ		
	—	2人 B, C	—	・ 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (待機側) 系統構成 (現場)	20分																	A-残留熱除去ポンプ		
	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (運転側) から 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (待機側) へ切替え操作	20分																	B-残留熱除去ポンプから A-残留熱除去ポンプ		
現場作業員への退避指示	—	—	—	・ 当直長による現場作業員への退避指示	1時間30分以内に退避完了																	評価上考慮せず 中央制御室で当直長が指示する		
原子炉水位回復操作	(1人) A	—	—	・ 原子炉水位、温度監視	適宜監視																			
	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系 (低圧注水モード) (停止側) 系統構成 (中央制御室)	20分																	B-残留熱除去ポンプ		
	—	2人 B, C	—	・ 残留熱除去系 (低圧注水モード) (停止側) 系統構成 (現場)	20分																	B-残留熱除去ポンプ		
	(1人) A	—	—	・ 原子炉水位低下調査/隔離操作	60分																	原子炉冷却材流出停止により 正常な原子炉停止時冷却モード 運転が開始される		
	—	2人 B, C	—	・ 放射線防護具準備	10分																			
	—	—	—	・ 原子炉水位低下調査/隔離準備操作	50分																			
	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系 (低圧注水モード) 起動操作	10分														原子炉水位回復後、残留熱除去系 (低圧注水モード) 停止			B-残留熱除去ポンプ		
燃料プール冷却 再開	(1人) A	—	—	・ 燃料プール冷却系再起動 ・ 必要に応じてスキマサージタンクへの補給を実施する。	適宜実施																	評価上考慮せず 燃料プール水温66℃以下維持		
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	—																					

( ) 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 3.4.3-3 図 「原子炉冷却材の流出」 の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）+ 流出隔離・炉心冷却失敗」を選定する。これは、PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスのうち、対策の実施に対する時間余裕の観点では、事象の認知までに要する時間が長く、原子炉冷却材の流出量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定することを確認した。</p> <p>なお、添付資料（添付資料 5.3.2 原子炉冷却材の流出評価における POS 選定の考え方）において、運転停止中のプラント状態と POS との関連が示されている。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 該当なし。操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出により原子炉水位が低下するが、燃料棒有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認することを確認した。</p> <p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出による原子炉水位の低下を評価し、運転員が警報により異常な状態を検知し、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できること並びに放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. RHR の系統切替え（例えば2 系列のRHR を有するプラントではA系からB 系及びその逆の場合。）時の原子炉冷却材の流出を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の構成に基づき、人的過誤等によって仮定し得る原子炉冷却材の流出口及び流出量を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 待機中のECCS 等又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 原子炉冷却材流出口の隔離</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な資源等の観点で厳しい設定となる」としていることを確認した。その理由として、外部電源がない場合においても、非常用ディーゼル発電機にて原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（ii）初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>（原子炉冷却材の流出の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系等からの漏えい量の考え方について確認。</li> </ul>	<p>炉圧力容器への注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定することを確認した。</p> <p>（ii）起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、<u>残留熱除去系系統切替時の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉操作忘れによるサプレッション・チェンバへの流出流量は94m<sup>3</sup>/hとする</u>ことを確認した。</p> <p>② 「第3.4.3-2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、<u>原子炉圧力容器の開放時について評価する。保有水量を厳しく評価する観点から、プールゲートは閉とする。また、水温は、原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて原子炉が冷却されているため、その設計値である52℃とする</u>ことを確認した。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（原子炉冷却材の流出の場合）</p>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第3.4.3-2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、残留熱除去系ポンプ1台で設計値である1,136m<sup>3</sup>/hとする</u>ことを確認し</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>・ 残留熱除去系ポンプ等の使用台数、設定する流量とその理由を確認。</p>	<p>た。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している運転中の残留熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。ただし、待機中の残留熱除去系については緩和機能として考慮することを確認した。（なお、申請者は「2.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（残留熱除去系低圧注水モード起動の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、残留熱除去系（低圧注水モード）起動操作については中央制御室による操作であり、現場操作はない。「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、残留熱除去系の起動については、中央制御室運転員1名にて、速やかに対応できることを確認した。</p> <p>なお、原子炉水位低下調査/隔離操作について、「第3.4.3-3 図「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間」で成立性を確認した。</p> <p>② <u>運転停止中における原子炉水位の確認は運転員により1時間ごとに確認を行うことから、水位低下の確認は、事象発生から1時間後とする。流出の停止時間及び待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による注水は、水位低下の確認に要する時間及び操作時間を考慮して、事象発生から2時間後とする</u>ことを確認した。操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 該当なし。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a)燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c)未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確かめるパラメータを確認。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位</li> </ul> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系系統流量（低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード）</li> </ul> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位</li> </ul> <p>記載要領（例）</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「3.4.3.2 (3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷のおそれに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第3.4.3-4図より、残留熱除去系ミニマムフロー弁からの原子炉冷却材の流出により、原子炉水位が低下していることを確認した。</p> <p>③ 第3.4.3-4図より、機器条件で設定したとおりの残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水より原子炉水位が上昇していることを確認した（注水流量 1,136m<sup>3</sup>/h）。</p> <p>④ 第3.4.3-4図より、運転中の残留熱除去系からの原子炉冷却材の流出流量と残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量が上回ることで原子炉圧力容器内保有水量が回復しているとともに、原子炉水位は燃料有効長頂部以上を確保できていることから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>・トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p> <p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉水位（燃料有効長頂部の冠水）</p> <p>② 遮蔽が維持される水位</p> <p>③ 未臨界の確保</p> <p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<b>事象発生後、原子炉冷却材が残留熱除去系の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁からサプレッション・チェンバへ流出することにより原子炉水位は低下する。事象発生から2時間後に原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下するが、冠水は維持される。放射線の遮蔽が維持される水位は燃料棒有効長頂部の約2.5m上であり、燃料棒有効長頂部の約15m上まで水位が低下しても、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることではない。原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持されている</b>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第3.4.3-4図にあるとおり、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保していることを確認した。</p> <p>② 原子炉水位は燃料有効長頂部の約15上を確保できていることにより被ばく低減を図ることができていることを確認した。放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>③ 制御棒は全挿入状態であり未臨界を確保できていることを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、待機している残留熱除去系ポンプを起動し原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保できていること、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく放射線の遮蔽を維持できていること及び未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉冷却材流出弁の閉止を行った上で、<b>原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる</b>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第3.4.3-4図にあるとおり、事象発生から約2時間以降、原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位が回復後、原子炉水位は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。なお、原子炉圧力容器への注水時でも、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保されていることを確認した。</p> <p>添付資料(添付資料5.3.3 安定状態について)において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「原子炉冷却材の流出が停止し、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合」としていることが示されている。</p>

### 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

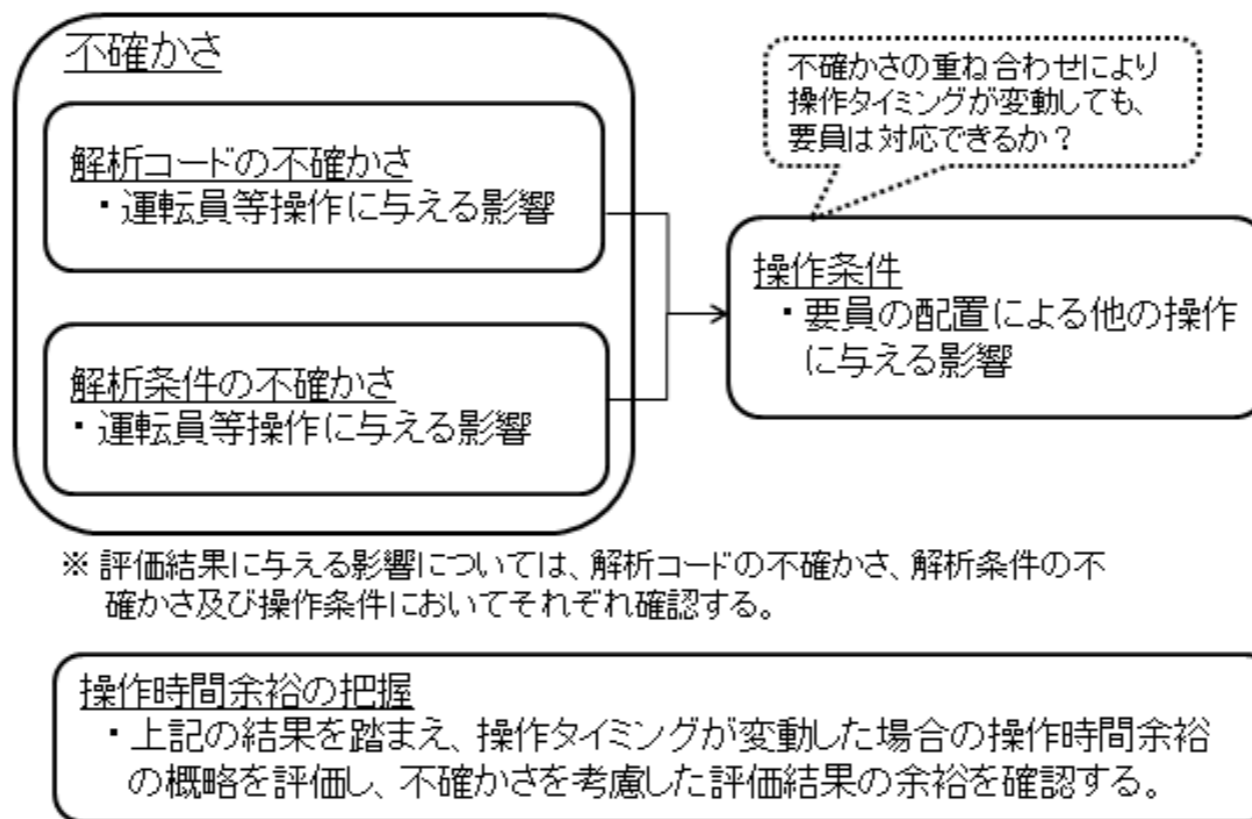
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

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

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

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

なお、「原子炉冷却材の流出」においては、解析コードを用いていないため解析コードの不確かさは確認しない。



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び 解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「2.7 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、以下のことから、パラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさの影響として、初期条件の原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態について、原子炉圧力容器が未開放の場合には、原子炉の初期水位も低くなることから放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間（約50分）も早くなるものの、原子炉水位計による警報発生による事象の認知、緩和設備の起動等に期待できることから、評価項目を満足することに変わりはないこと、この場合、燃料棒有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は1時間以上であり、時間余裕があることを確認した。</p> <p>操作条件の不確かさの影響として、原子炉冷却材流出の停止操作は、水位低下の認知に要する時間及び隔離操作を考慮して、事象発生から2時間後としている。実際の操作は、運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態の把握による早期の認知に期待でき、その開始時間は早くなることから、十分な時間余裕がある。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>③ 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられらる炉心崩壊熱及び原子炉冷却材の流出流量について影響評価を行うことを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 炉心崩壊熱については、原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が事象発生より5時間以上と長いため、崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発を考慮しておらず、運転員等操作へ与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量については、評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量が変動した場合について、評価結果へ</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 炉心崩壊熱は、原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が事象発生より約5時間と長いため、崩壊熱が変動した場合による評価結果への影響はない。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量が変動した場合について、実際の流出流量は解析の評価結果よりも少なくなるため、評価結果への余裕は大きくなることを</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>の感度を確認。</p> <p>③ 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>確認した。</p> <p>③ 該当なし。 補足説明資料（添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出））において、不確かさ評価を検討した解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、事象発生後約2時間で残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作を実施するが、この操作は、中央制御室の運転員1名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作を行う要員は、本操作の前に原子炉水位低下調査/隔離操作を行うものの、残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心への注水操作と原子炉水位低下調査/隔離操作は中央制御室からの操作であること、以降は残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水の確認、残留熱除去系（低圧注水モード）の停止操作を専任で行うため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 原子炉注水の開始時間は、事象発生から2時間後としているが、原子炉ウェル満水から必要な遮蔽を確保できる最低水位に低下するまでの時間は事象発生から約10時間後であることから、十分な時間余裕があることを確認した。</p>



(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作について、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまで約10時間であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は2時間であることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p>	
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、10名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は43名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1号炉の SFP への対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 非常用ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に想定している負荷を上回る設計としており、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m<sup>3</sup>、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m<sup>3</sup>であり、合計708m<sup>3</sup>必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m<sup>3</sup>、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m<sup>3</sup>、合計約775m<sup>3</sup>の軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記(iii)にあるとおり、サプレッション・チェンバのプール水を水源として炉心注水を維持するため、外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p data-bbox="142 321 329 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 369 605 401">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li data-bbox="142 415 1032 579">・ 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。</li> </ul>	<p data-bbox="1080 279 2819 401">運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉冷却材の流出停止、待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1080 415 2819 669">重要事故シーケンス「原子炉冷却材流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」において、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、運転停止中原子炉内燃料体を安定状態へ導くために、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、原子炉冷却材の流出が発生した残留熱除去系の1系統について、流出停止後の注水機能の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1080 684 2466 716">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1080 730 2819 804">重要事故シーケンス「原子炉冷却材流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1080 863 2819 936">以上のとおり、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して申請者が計画している原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

反応度の誤投入

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 4-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 4-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 4-4
(3) 燃料損傷防止対策	5. 4-5
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 4-9
(1) 有効性評価の方法	5. 4-9
(2) 有効性評価の条件	5. 4-10
(3) 有効性評価の結果	5. 4-13
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 4-16
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 4-18
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	5. 4-19
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 4-19
b. 操作条件	5. 4-20
(3) 操作時間余裕の把握	5. 4-20
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 4-21
5. 結論	5. 4-22

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：反応度の誤投入）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における事故シーケンスは、「反応度の誤投入」のみであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p>

（添付書類十 追補2 「2. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補「第3-3表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について」）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス※1			対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		着眼点 (a: 余裕時間, b: 設備容量, c: 代表性)			着眼点と選定理由
				燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
反応度の誤投入	◎	反応度の誤投入	①反応度の誤投入※6	原子炉保護機能	・中性子束高信号によるスクラム	—	—	—	a. b. 事象発生後においても崩壊熱除去機能や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要であるため「—」とした。 c. PRA評価において選定していない起因事象※5による事故シーケンスであるため、「—」とした。 ・ 代表性の観点から、運転停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する。

※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。

※2 全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスの②にて、対策の有効性を確認。

※3 運転停止中において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで燃料損傷を防止できる。（原子炉建物（原子炉開放時）や原子炉格納容器（原子炉未開放時）へ崩壊熱を逃がすことで燃料損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する）

※4 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、停止中審査ガイド等を参照し、対策に追加。

※5 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、事故シーケンスによって使用できる可能性のある緩和設備。

※6 発生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したもの。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に正の反応度が急激に投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって、原子炉内燃料体に反応度が投入されることを想定する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉は臨界に達し、急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る」ものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.1「反応度誤投入事象の代表性について」）において、本重要事故シーケンスを選定した根拠が示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.1）には、単一の人的過誤として、「燃料の誤装荷」、「制御棒選択の選択誤り」、「制御棒の連続引き抜き」について、各人的過誤の発生の可能性と反応度の投入速度を検討し、反応度の投入速度が早くなり得る「制御棒連続引き抜き」を選定していることが示されている。更に、これらの人的過誤が重畳する場合についても検討し、これらの人的過誤が重畳する可能性は更に低くなることも示されている。また、過去に発生した反応度誤投入事象として、「平成11年 志賀原子力発電所1号炉 原子炉緊急停止事故」と「島根2号炉における制御棒部分挿入事象」の再発の可能性を検討し、重要事象として選定する必要はないことが示されている。具体的には、再発防止策により発生確率が十分小さいことを確認したことから炉心損傷には至らないことを理由として、選定していないことが示されている。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の損傷を防止するためには、未臨界に必要な負の反応度を投入する必要があり</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、未臨界を確保する機能を挙げており、具体的には、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより全制御棒全挿入とし、原子炉を未臨界にする必要があることを確認した。また、初期の対策により原子炉は未臨界状態を維持することから、原子炉の安定状態が確立されることを確認した。</p>

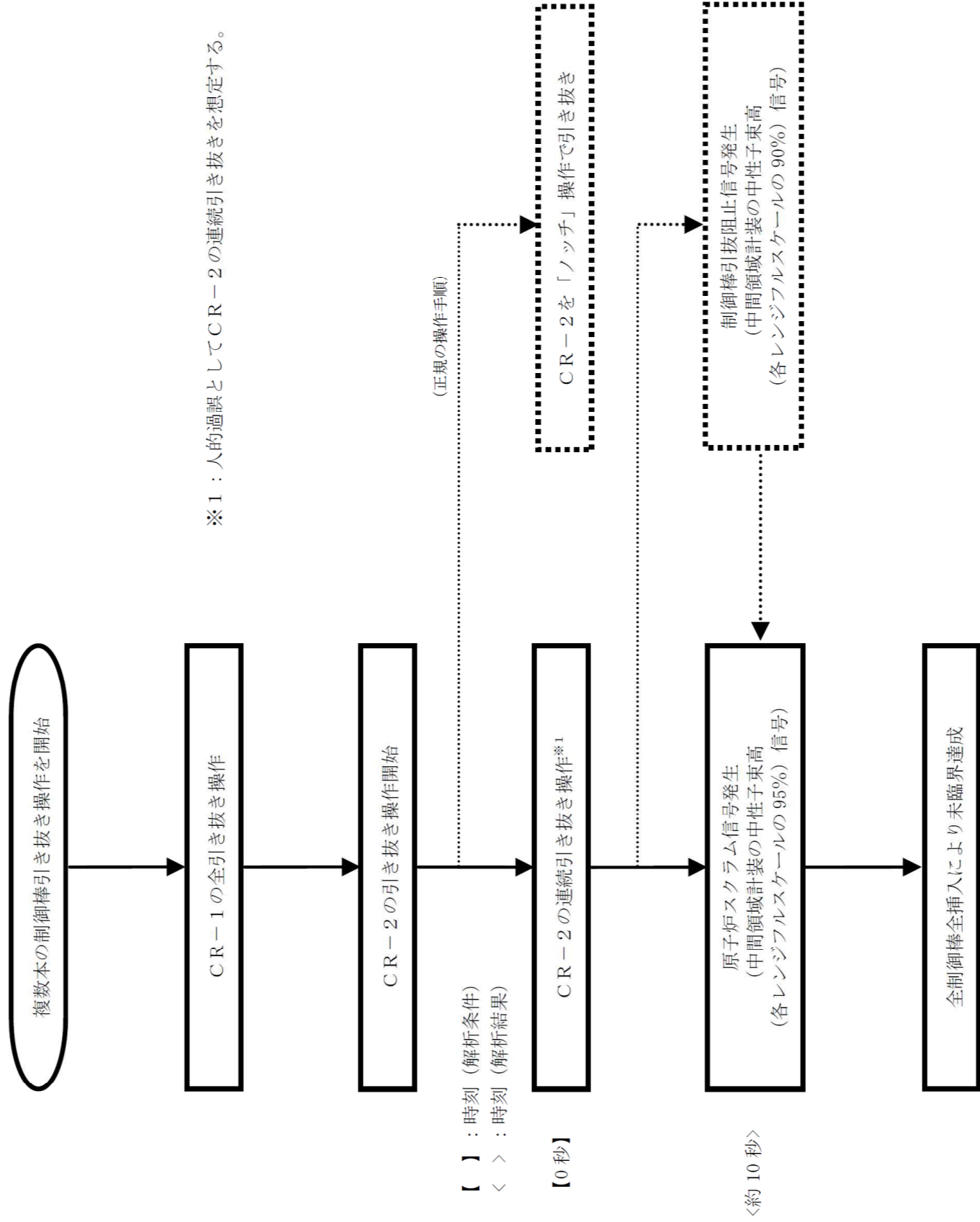
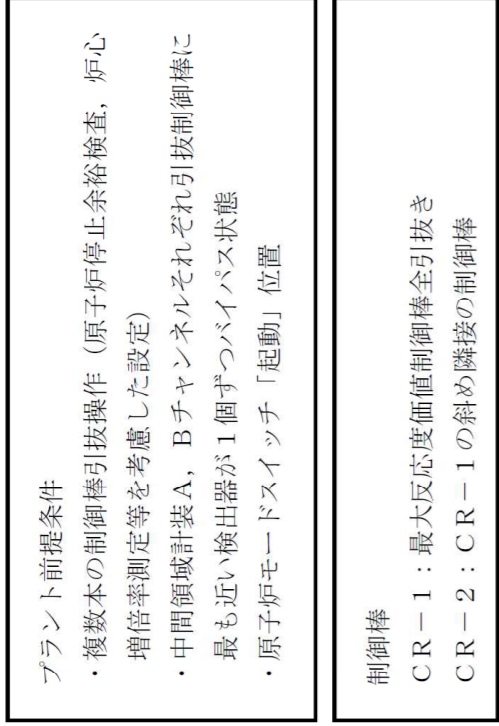
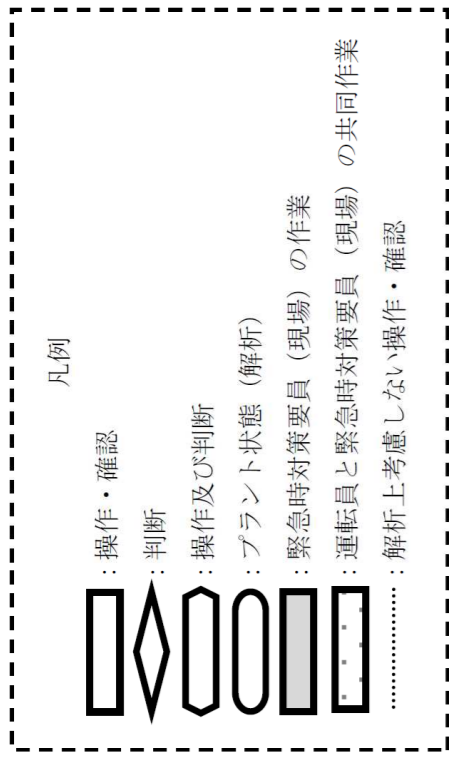
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、反応度の誤投入を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第3.4.4-1表「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」において、中性子源領域計装及び中間領域計装が挙げられていることを確認した。なお、中性子源領域計装が反応度の誤投入を検知することにより「原子炉停止機能が自動で働くため」、対策を実施するための運転員等の事象認知はない。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、「原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより制御棒全挿入とする。このため、原子炉スクラム信号を発する中性子源領域計装及び中間領域計装を重大事故等対処設備として位置付ける」ことを確認した。スクラムは自動で動作するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であり、その手順については、「技術的能力1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」(*)において整備されていることを確認した。</p> <p>※ 追補1「1. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補「第1.1-2図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応フロー」の自動スクラム成功パスを参照。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ さらに対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、「初期の対策により原子炉の未臨界状態を維持する」ことを確認した。</p> <p>① 初期の対策を参照</p> <p>② 初期の対策を参照</p> <p>③ 安定状態を維持するための機能が喪失していないため、さらなる対策は示されていない。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 初期の対策により原子炉が未臨界状態になっていることを確認するため、中性子束の計測に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 第3.4.4-1表「反応度の誤投入」の重大事故等対策についてより、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 中性子束の計測に係る計装設備として、中性子源領域計装及び中間領域計装が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、初期の対策により原子炉は未臨界状態になり、原子炉の安定状態が確立されることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策</p>	<p>(vi) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策はないことを確認した。</p> <p>① 該当なし。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>② 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 本運転停止中事故シーケンスグループにおいては、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な手順はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であることを確認した。これを踏まえて、使用する重大事故等対策設備（計装）については、「第3.4.4-1表「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>設計基準事故対策設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</li> </ul>	<p>3)</p> <p>(i) 対策に関連する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備概要図等が第6.7-1図等に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の</li> </ul>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第3.4.4-1図「反応度の誤投入」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていることを確認した。</p> <p>なお、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な手順はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>設定と解析上の設定がわかるように記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</li> </ul> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</li> </ol>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等について、「第3.4.4-1 図「反応度の誤投入」の対応手順の概要」及び「3.4.4.1 (3) 燃料損傷防止対策」において以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に係る判断基準・確認項目等  <u>原子炉自動スクラムによる制御棒全挿入</u>：制御棒の誤操作による反応度の投入により、中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号が発信することを確認した。</li> </ol>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</li> <li>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</li> <li>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</li> <li>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</li> <li>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</li> </ol> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</li> </ul>	<p>5)</p> <p>(i) 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な手順はないため、タイムチャートでの整理は必要ないことを確認した。なお、スクラム動作後の原子炉の未臨界状態を確認するための要員が必要であることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 該当なし。</li> <li>② 該当なし。</li> <li>③ 該当なし（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策はない。）。</li> <li>④ 該当なし（対策としての作業はない。）。</li> <li>⑤ 該当なし（対策としての作業はない。）。</li> </ol>



### 第3.4.4-1 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シークエンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シークエンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シークエンス（以下「重要事故シークエンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シークエンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シークエンスグループ内のシークエンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シークエンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シークエンスグループから、重要事故シークエンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シークエンスは、「I 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シークエンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シークエンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シークエンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シークエンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本運転停止中事故シークエンスグループの重要事故シークエンスは、「反応度の誤投入」を選定する。これは、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シークエンスグループにおける唯一の事故シークエンスであることから選定する。具体的には、「停止中に実施される検査等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定することを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シークエンスグループの重要事故シークエンスは、原子炉運転停止中において、炉心が臨界又は臨界近傍の状態になり得る検査として、原子炉モードスイッチを「起動」位置として、複数の制御棒が引き抜かれる検査が実施されている。この検査において、運転員が操作量の制限を超える誤った制御棒引き抜きの操作を実施すること（※）を確認した。</p> <p>※ 運転停止中の原子炉においては、不用意な臨界の発生を防止するため、停止余裕（最大反応度値を有する1本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること。）を確保できるように燃料を配置するとともに、通常は原子炉モードスイッチを燃料交換位置として、1本を超える制御棒の引き抜きを防止するインターロックを維持した状態で必要な制御棒の操作が実施される。</p> <p>しかしながら、運転停止中の原子炉においても、検査等の実施に伴い原子炉モードスイッチを起動位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する場合がある。このような場合、制御棒の引き抜きは原則としてノッチ操作とし、中性子束の監視を行いながら実施している。本重要事故シークエンスでは、原則から逸脱して、制御棒を連続引き抜きし、中性子束の監視を怠っていることを想定している。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シークエンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シークエンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本重要事故シークエンスでは、誤操作によって過剰な制御棒の引き抜きが行なわれることにより異常な反応度が投入されるため、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移が重要現象となることを確認した。</p> <p>(ii) 炉心平均中性子束の過渡応答の評価を行うため、炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果等を取り扱うことができるAPEXを用いる。さらに、燃料エンタルピーの過渡応答の評価により燃料健全性を確認するため、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を取り扱</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>うことができる SCAT (RIA 用) を用いることを確認した。</p> <p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) BWR</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 制御棒の誤引抜、制御棒及び燃料集合体の誤配置等による反応度投入を想定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 状態監視及び制御棒再挿入等の対応手順の策定による未臨界の確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確</p>	<p>1) (i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となるため、外部電源はあるものとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>認</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>想定する炉心、炉心の初期状態、誤って連続引き抜きされる制御棒の位置及びの反応度値を確認。</li> </ul>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、<u>運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する</u>ことを確認した。</p> <p>② 「第3.4.4-2表 主要解析条件（反応度の誤投入）」において、初期条件、事故条件等、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、<u>余剰反応度を大きくするため、炉心状態は、燃料交換後である平衡炉心のサイクル初期とする</u>炉心に装荷される燃料としては、9×9燃料（A型）平衡炉心、9×9燃料（B型）平衡炉心、9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心、9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心があるが、特性はほぼ同等であることから、9×9燃料（A型）を代表的な炉心として設定し、<u>炉心の実効増倍率は1.0、原子炉出力は定格値の<math>10^{-8}</math>、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は20℃、燃料エンタルピーの初期値は8kJ/kgとする</u>ことを確認した。</p> <p><u>運転停止中に実施される検査等の方法を考慮し、制御棒引き抜きによる正の反応度投入量を大きくするため、全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる制御棒は、実効増倍率が最も高くなる斜め隣接の組合せのものとする。誤引き抜きされる制御棒の反応度値は、臨界近接時に引き抜かれる制御棒の最大反応度値の制限値（1.0%Δk以下）を超える約1.75%Δkとする</u>ことを確認した。</p> <p>「第3.4.4-2図 反応度の誤投入における引抜制御棒反応度曲線」に、引抜制御棒反応度曲線が示され、「第3.4.4-3図 反応度の誤投入におけるスクラム反応度曲線」に、反応度の誤投入におけるスクラム反応度曲線が示されていることを確認した。</p> <p>※ 通常、制御棒1本が全引抜されている状態の未臨界面は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理<sup>注)</sup>している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定している。</p> <p>注) 臨界近接時における制御棒の最大反応度値が1.0%Δk以下となるよう管理。また、制御棒値ミニマイザまたは複数の運転員による制御棒引き抜き手順の監視を実施。なお、原子炉停止余裕検査においても、同様の監視を実施。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（反応度の誤投入）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引抜速度</li> <li>・ 制御棒引抜阻止の作動条件</li> <li>・ 原子炉自動スクラムの作動条件</li> </ul>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第3.4.4-2 表 主要解析条件（反応度の誤投入）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>制御棒の引抜速度：制御棒は、引抜速度の上限値9.1cm/sにて連続で引き抜かれるものとすることを確認した。</p> <p>原子炉スクラム信号：原子炉自動スクラムは、中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号により作動するものとすることを確認した。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 該当なし。本重要事故シーケンスにおいては、安全機能の喪失を仮定していない。</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる</p>	<p>3)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であることを確認した。</p> <p>① 本運転停止中重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、現場操作はない。</p> <p>② 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な操作はない。</p> <p>③ 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な操作はない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>る場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）                  （炉心の著しい損傷の防止）                  4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。                  (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。                  (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。                  (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p> <p>1. 起動領域モニタの信号により制御棒引抜阻止し、異常な反応度の投入を抑制していることを確認。さらに、起動領域モニタの信号により自動スクラムが作動し、未臨界が確保できるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「3.4.4.2 (3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷のおそれに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第3.4.4-4 図により、制御棒の誤引き抜きにより、異常な反応度が投入され、炉心平均中性子束が異常に上昇していることを確認した。</p> <p>③ 第3.4.4-4 図により、制御棒の引抜開始から約10秒後に中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号が発信し、原子炉は自動スクラムしていることを確認した。</p> <p>④ 第3.4.4-4 図により、制御棒引き抜き開始から約10秒後に自動スクラムすることにより、未臨界が確保され、炉心平均中性子束が低下していることを確認した。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> <li>・トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること</li> <li>・図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など）</li> </ul>	
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（自動スクラムによる急速な負の反応度の投入）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、制御棒の引き抜き開始から約10秒後に中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号が発信することにより、原子炉が自動スクラムする。原子炉出力は定格値の約12.2%までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界になる。この過程で投入される反応度は約1.14ドル（投入反応度最大値：約0.69%Δk）であることから、反応度投入事象（※）に至るが、燃料エンタルピは最大で約50kJ/kgであり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日 原子力安全委員会決定）に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である272kJ/kg（65cal/g）を超えることはなく、また、燃料エンタルピ増分の最大値は約42kJ/kgであり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成10年4月13日 原子力安全委員会了承）に示された燃料ペレット燃焼度65、000MWd/t以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピの増分167kJ/kg（40cal/g）を超えることはなく、燃料の健全性は維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 当該期間においては、原子炉圧力容器内において蒸気の発生がないことにより原子炉水位に有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水が維持されており、さらに、原子炉水位に有意な変動はなく原子炉圧力容器の蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持されていることを確認した。</p> <p>② 制御棒の引き抜きによる異常な反応度の投入に伴い一時的に臨界超過状態になり、原子炉出力は異常上昇するものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保されることを確認した。</p> <p>※ 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日原子力安全委員会決定）において、反応度投入事象は、「臨界又は臨界近傍の原子炉に、原則的に1ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピ増大が生じる事象をいう。」と定義されている。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、制御棒の誤引き抜きによる異常な反応度の投入を中性子源領域計装により検知し、原子炉自動スクラムにより未臨界状態にできること、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉圧力容器の蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>（i）原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>（反応度の誤投入の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>初期の対策により原子炉は未臨界状態になり、原子炉の安定状態が確立されることを確認。</li> </ul>	<p>1)</p> <p>（i）初期の対策により原子炉は未臨界状態になり、原子炉の安定状態が確立されることを確認した。</p>

### 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

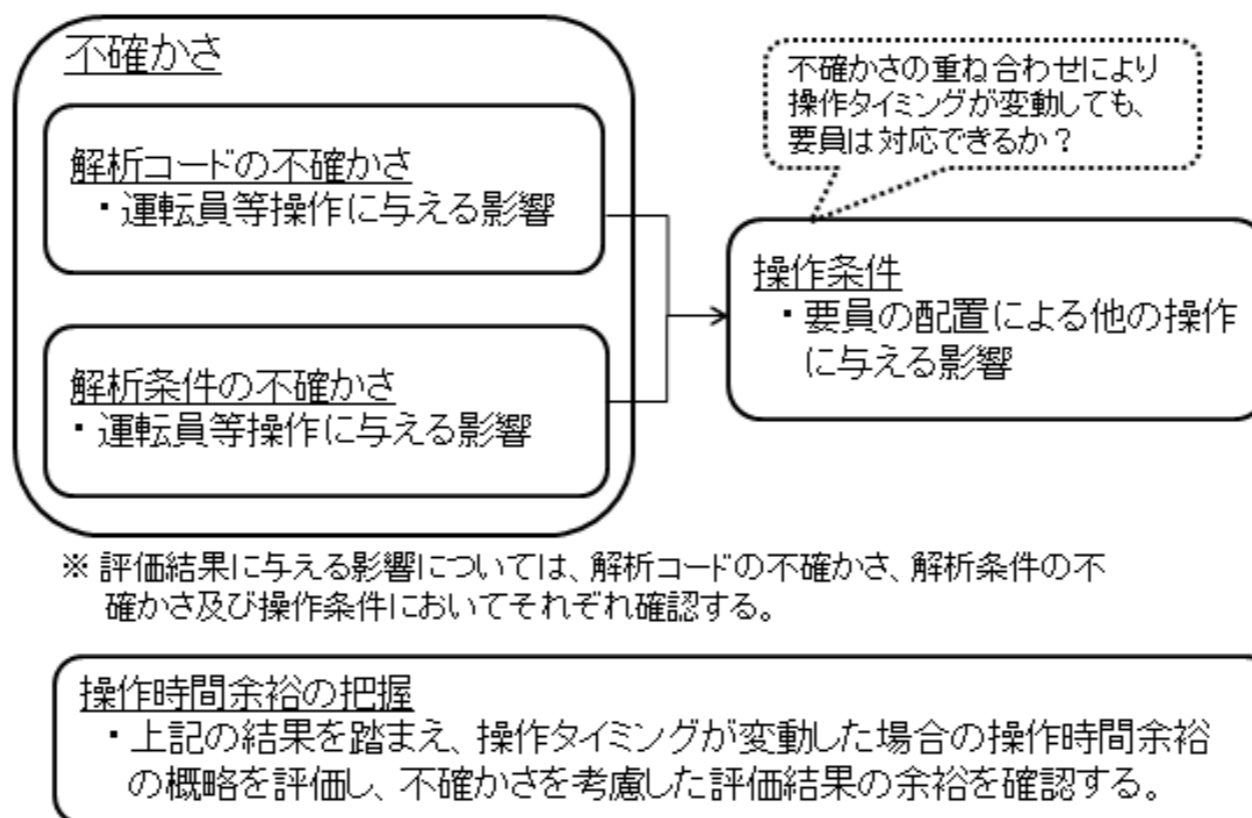
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、評価結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、評価項目となるパラメータに与える影響を評価するものとしていることを確認した。なお、重大事故等対策（制御棒引き抜き阻止機能及び原子炉スクラム機能）はすべて自動で作動するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する必要はないことを確認した。また、「2.7 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>（参考：2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等の操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等の操作の起点となる事象によって運転員等の操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等の操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要である</span>ことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) <u>本重要事故シーケンスでは、原子炉停止機能が自動で働くため、運転員等の操作はなく、運転員等の操作時間に与える影響等の評価は不要であることを確認した。</u></p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>ドップラ反応度フィードバック効果、制御棒反応度及び実効遅発中性子割合の不確かさを試験データとの比較により評価している。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピに与える影響は小さい</u>ことを確認した。具体的な確認内容を以下に示す。</p> <p>① 以下の不確かさを考慮し、感度解析を実施することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドップラ反応度フィードバック</u>：不確かさは、実験にて7～9%と評価されている。</li> <li>・ <u>制御棒反応度</u>：制御棒値測定との比較から、不確かさは約9%と評価されている。</li> <li>・ <u>実効遅発中性子発生割合</u>：臨界試験との比較により、実効遅発中性子割合の不確かさは約4%と評価されている。</li> </ul> <p>② ①の不確かさを考慮し、感度解析を実施したことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドップラ反応度フィードバック効果</u>：ドップラ反応度を+10%とした場合において投入される反応度は約 1.14 ドル（燃料エンタルピ最大値：約 48kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値：約 40kJ/kg）、-10%とした場合において投入される反応度は約 1.14 ドル（燃料エンタルピ最大値：約 52kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値：約 44kJ/kg）であり、不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。</li> <li>・ <u>制御棒反応度</u>：スクラム反応度を+10%とした場合において投入される反応度は約 1.14 ドル（燃料エンタルピ最大値：約 48kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値：約 40kJ/kg）、-10%とした場合において投入される反応度は約 1.14 ドル（燃料エンタルピ最大値：約 53kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値：約 45kJ/kg）であり、不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。また、引抜制御棒反応度を+10%とした場合において投入される反応度は約 1.16 ドル（燃料エンタルピ最大値：約 63kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値：約 55kJ/kg）、-10%とした場合において投入される反応度は約 1.12 ドル（燃料エンタルピ最大値：約 39kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値：約 31kJ/kg）であり、不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>・ 実効遅発中性子発生割合：実効遅発中性子割合を+10%とした場合において投入される反応度は約 1.11 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 45kJ/kg、燃料エンタルピーの増分の最大値：約 37kJ/kg）、-10%とした場合において投入される反応度は約 1.17 ドル（燃料エンタルピー最大値：約 56kJ/kg、燃料エンタルピーの増分の最大値：約 48kJ/kg）であり、不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 評価条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 設計基準事故対処設備である制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムは、中性子源領域計装が反応度の誤投入を検知し、中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの95%）信号が発信するにより自動でスクラムすることを期待しているため、対策に運転員等の操作は含まれていないことを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 装荷炉心、燃焼度が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p> <p>② 初期実効増倍率初期出力が変動した場合の評価結果への感度を</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>初期条件の不確かさとして、炉心燃焼度、装荷されている燃料タイプ、初期出力、初期燃料温度等が考慮されている。感度解析の結果から、これらの不確かさが、燃料エンタルピーに与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>① サイクル初期及びサイクル末期並びに9×9燃料（B型）平衡炉心、9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心、9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心の炉心状態の不確かさを考慮したケースにおいても、最大の投入反応度は感度解析（サイクル末期、9×9燃料（B型）平衡炉心、9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心、9×9燃料（B型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心での印加率の変動を包含）の約1.21ドルであり、燃料の健全性に影響がないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.4 反応度誤投入における炉心状態等の不確かさについて）において、炉心状態の不確かさを踏まえた感度解析結果の一覧が示されている。</p> <p>② 初期出力は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。定格の<math>10^{-8}</math>の10倍及び</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>確認。</p> <p>③ 燃料被覆管温度及び冷却材温度が変動した場合の評価結果への感度を確認。なお、事象発生前は、燃料ペレット、燃料被覆管温度及び冷却材温度は等温度状態である。</p>	<p>1/10 倍とした場合の感度解析を行い、ベースケースでの結果（約 1.14 ドル）と大きく差異がない、約 1.11 ドル（10 倍）及び約 1.16 ドル（1/10 倍）であることから、初期出力の不確かさが与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ 初期燃料温度は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を 60°C とした場合の感度解析を実施し、ベースケースでの結果（約 1.14 ドル）と大きく差異がない、約 1.15 ドルであることから、初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さいことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 評価条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 設計基準事故対処設備である原子炉自動スクラムは、中性子源領域計装起動領域モニタが反応度の誤投入を検知し、中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの 95%）信号が発信することにより自動でスクラムすることを期待しているため、対策に運転員等の操作は含まれていないことを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 設計基準事故対処設備である原子炉自動スクラムは、中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの 95%）信号が発信することにより自動でスクラムすることを期待しているため、対策に運転員等の操作は含まれていないことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故対処設備である原子炉自動スクラムは、中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの 95%）信号が発信することにより自動でスクラムすることを期待しているため、対策に運転員等の操作は含まれていないことを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、原子炉停止機能が自動で働くため運転員等の操作はないが、原子炉自動スクラム後の原子炉状態を確認するために必要な要員は1名である。これに対して、中央制御室には5名の運転員がおり、対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 原子炉運転停止中は、上記①で確認した5名の運転員を含めて重大事故等対策に必要な要員を上回る重大事故等対応要員等を確保できていることに加え、1号炉の運転員等も対処可能であることから、2号炉の重大事故等への対処と1号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、外部電源がある状態を想定していることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p> <p>（反応度の誤投入）</p> <p>初期状態として、安定状態を想定している。反応度誤投入 事象が発生後、制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムにより速やかに負の反応度が投入され、初期の安定状態に復帰する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおいては、反応度誤投入事象が発生後、原子炉自動スクラムにより速やかに負の反応度が投入され、初期の安定状態に復帰するため、原子炉圧力容器への注水等はないことを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> <p>（反応度の誤投入）</p> <p>初期状態として、安定状態を想定している。反応度誤投入事象が発生後、制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムにより速やかに負の反応度が投入され、初期の安定状態に復帰する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源の充足性について、本重要事故シーケンスでは、原子炉圧力容器への注水等はない。また、外部電源がある状態を想定しているため軽油等の燃料の消費はないことを確認した。なお、水源の充足性については、上記（iii）のとおりのとおり。</p>



5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li>具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。</li> </ul>	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「反応度の誤投入」として想定した「停止中に実施される検査等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」において、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが作動した場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。</p> <p>また、原子炉自動スクラムにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避（※）し、未臨界状態に到達した後は、未臨界状態の維持が可能であることを確認した。</p> <p>さらに、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「停止中に実施される検査等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p> <p>（※）一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は発生するものの、燃料の健全性に影響を与えないことを確認した。</p>

必要な要員と資源の評価

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

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（必要な資源と要員の評価）

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

(1) 要員の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 必要な要員及び資源の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の評価内容を確認する。</p> <p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を確認する。</p> <p>(BWRの場合)</p> <p>① 評価対象とするプラント状態を確認。</p> <p>② 発電所外から招集される参集要員についての条件を確認。</p> <p>③ 運転中の発電所内の初動対応要員数を確認。</p> <p>④ 停止中の発電所内の初動対応要員数を確認。</p> <p>⑤ 使用済燃料プールに燃料を取り出している期間の初動対応要員数を確認。</p> <p>⑥ 屋外作業にかかる要員の評価で用いる仮定を確認。</p>	<p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 各事故シーケンスにおける要員については、2号炉の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行うことを確認した。また、運転補助要員2名については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生の場合に活動を期待する要員であることから、要員の評価には含めないものとすることを確認した。</p> <p>② 発電所外からの参集要員については、実際の運用では参集次第作業対応は可能であるが、評価上は見込まないものとすることを確認した。</p> <p>③ 運転中の初動対応については、2号炉において、原子炉運転中を想定し、以下の条件で評価することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>初動要員数は、中央制御室の運転員9名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員29名及び自衛消防隊員7名の合計45名（これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能。）</li> </ul> <p>④ 停止中の手動対応については、2号炉において原子炉運転停止中を想定し、以下の条件で評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>初動要員数は、中央制御室の運転員7名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員29名及び自衛消防隊員7名の合計43名（これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能。）</li> </ul> <p>⑤ 使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間については、④と同様の条件で評価していることを確認した。</p> <p>⑥ 屋外作業として可搬型重大事故等対処設備にかかる作業を想定し、以下の条件で評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型設備操作においては、緊急時対策要員が発電所構内に常駐していることを考慮し、事象発生直後から活動を開始することとして要員を評価する。</li> </ul> <p>補足説明資料において、地震時においてアクセスルートの復旧は要さないことが示されている。（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 添付資料1.0.2「島根原子力発電所2号炉 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照）</p>

(2) 資源の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1) 資源の評価内容を確認する。 （i）資源の評価条件のうち、共通的な条件を確認する。 ① 有効性評価ガイドに倣い、7日間の資源の充足性を評価する方針であるかを確認。 ② 有効性評価の評価内容を踏まえた資源の評価となっているかを確認。</p>	<p>（i）資源の評価条件のうち、共通的な条件について、以下のとおり確認した。 ① 有効性評価ガイドに倣い、重大事故等対策を7日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行うことを確認した。 ② 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施することを確認した。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件）を考慮すること、水源、燃料及び電源に関する評価においては、2号炉において重大事故等が発生した場合を想定して消費量を評価することを確認した。</p>
<p>（ii）水源の評価内容を確認する。 （BWRの場合） ① LOCA 事象等で炉心への注水を行う場合の水源の評価内容、水源の有効水量を確認。 ② 原子炉格納容器への注水を行う場合の水源の評価内容、水源の有効水量を確認。 ③ 使用済燃料プールへの注水が必要な場合の水源を確認。</p>	<p>（ii）水源の評価内容について、以下のとおり確認した。 ①、②及び③ 以下のとおり評価を行うことを確認した。 （a）原子炉の注水において、水源となる低圧原子炉代替注水槽の保有水量（約740m<sup>3</sup>：有効水量）が、輪谷貯水槽（西1／西2）から大量送水車を用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評価する。 （b）低圧原子炉代替注水槽については、輪谷貯水槽（西1／西2）からの水の移送について、大量送水車を用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。 （c）原子炉、原子炉格納容器及び燃料プールへの注水において、水源となる輪谷貯水槽（西1／西2）の保有水量（約7,000m<sup>3</sup>）が枯渇しないことを評価する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>④ 水源の評価結果の包絡性について確認。</p>	<p>④ 水源の評価については、必要注水量が多い重要事故シーケンス等が、水源（必要水量）として厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで、他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認することを確認した。</p>
<p>(iii) 燃料の評価内容について確認する。</p> <p>(BWRの場合)</p> <p>① 燃料について、全交流動力電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする燃料の量を確認。</p> <p>② 燃料について、外部電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする燃料の量を確認。</p> <p>③ 電源設備等の燃料消費の考え方について確認。</p>	<p>(iii) 燃料の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>以下のとおり評価を行うことを確認した。</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備、大型送水ポンプ車、大量送水車、可搬式窒素供給装置、非常用ディーゼル発電機等及び緊急時対策所用発電機のうち、事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮して消費する燃料（軽油）が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、非常用ディーゼル発電機からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機等から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。常設代替交流電源設備からの給電を想定する事故シーケンスグループ等においては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等（約730m<sup>3</sup>）及びガスタービン発電機用軽油タンク（約450m<sup>3</sup>）の合計容量（約1,180m<sup>3</sup>）を考慮する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスについては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、ガスタービン発電機用軽油タンク（約450m<sup>3</sup>）の容量を考慮する。</p> <p>(d) 緊急時対策所用発電機の使用を想定する事故シーケンスグループ等については、緊急時対策所用発電機の燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、緊急時対策所用燃料地下タンク（約45m<sup>3</sup>）の容量を考慮する。</p> <p>③ 燃料消費の考え方について、以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。</p>
<p>(iv) 電源の評価内容について確認する。</p> <p>① 全交流電源喪失の発生や重畳を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>② 外部電源喪失を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>③ 各事故シーケンスに必要な補機類の評価内容を確認。</p>	<p>(iv) 電源の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>以下のとおり評価を行うことを確認した。</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいては、常設代替交流電源設備により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備の連続定格容量（約4,800kW）未満となることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスにおいては、非常用ディーゼル発電機等からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シーケンスにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機等から給電するものとして評価する。</p> <p>外部電源が喪失するものとした場合、常設代替交流電源設備により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行う事故シーケンスグループ等については、その最大負荷が、常設代替交流電源設備の連続定格容量（約4,800kW）未満となることを評価する。</p> <p>③ 各事故シーケンスにおける対策に必要な設備は、重要事故シーケンス等の対策設備に包絡されるため、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認することを確認した。</p>

6.2 重大事故等対策時に必要となる要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 必要な要員の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の評価内容を確認する。</p> <p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果を確認する。</p> <p>① 運転中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 停止中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等で必要な要員の評価結果を確認。</p> <p>③ 燃料取り出し期間中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等に必要な要員の評価結果を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「3.1.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）」、「3.1.3.2 全交流動力電源喪失（TBU）」、「3.1.3.3 全交流動力電源喪失（TBD）」、「3.1.3.4 全交流動力電源喪失（TBP）」、「3.1.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」、「3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」、「3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「3.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「3.2.4 水素燃焼」、「3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」であり、必要な要員は31名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員9名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員29名及び自衛消防隊7名の初動体制の要員45名で対処可能であること、これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能であることを確認した。</p> <p>② 原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「3.4.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、必要な要員は29名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員7名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員29名及び自衛消防隊7名の初動体制の要員43名で対処可能であること、これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能であることを確認した。</p> <p>③ 燃料プールに燃料が取り出されている期間において、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「3.3.2 想定事故2」であり、必要な要員は26名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員7名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員29名及び自衛消防隊7名の初動体制の要員43名で対処可能であること、これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能であることを確認した。</p>

6.3 重大事故等対策時の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

(1) 水源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対策を7日間継続するための水源は確保されているか。</p> <p>1) 水源の評価内容を確認する。 (BWRの場合)</p> <p>(i) 炉心注水、格納容器内注水及び使用済燃料プールへの注水の継続性について確認する。</p> <p>① 炉心注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>② 原子炉格納容器への注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>③ 使用済燃料プールへの注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 炉心注水及び格納容器内注水の継続性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 及び② 原子炉及び原子炉格納容器への注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1.1 高圧・低圧注水機能喪失」及び「3.1.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」である。低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイについては、合計約3,600m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、高圧・低圧注水機能喪失の場合は事象発生2時間30分後以降、崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）の場合は事象発生8時間後以降に輪谷貯水槽（西1／西2）から低圧原子炉代替注水槽へ水の移送を行うことで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく、低圧原子炉代替注水槽を水源とした7日間の注水継続が可能であること、また、輪谷貯水槽（西1／西2）を枯渇させることなく、輪谷貯水槽（西1／西2）を水源とした格納容器スプレイが可能であることを確認した。</p> <p>③ 燃料プールへの注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.3.1 想定事故1」及び「3.3.2 想定事故2」である。大量送水車による燃料プール注水において、約2,100m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、輪谷貯水槽（西1／西2）を枯渇させることなく7日間の注水継続が可能であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果が示されている。（添付資料 6.3.1「水源、燃料、電源負荷評価結果について」参照）</p>

(2) 燃料の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であることを確認する。 (BWRの場合)</p> <p>① 最も必要な燃料の量が多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p>	<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1.1 高圧・低圧注水機能喪失」、「3.1.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「3.1.6 LOCA時注水機能喪失」である。2号炉の事故対応に必要な軽油は、合計約1,072m<sup>3</sup>となり、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等（約730m<sup>3</sup>）、ガスタービン発電機用軽油タンク（約450m<sup>3</sup>）及び緊急時対策所用燃料地下タンク（約45m<sup>3</sup>）にて備蓄している軽油量の合計は約1,225m<sup>3</sup>であるため、必要量の軽油を供給可能であることを確認した。必要な軽油量の内訳は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7日間の運転継続に約700m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。</li> <li>・ 常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。</li> <li>・ 大量送水車については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約12m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>の軽油が必要となる。</li> </ul> <p>なお、全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、必要な軽油は約433m<sup>3</sup>であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果が示されている。（添付資料 6.3.1「水源、燃料、電源負荷評価結果について」参照）</p>



(3) 電源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかを確認する。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮しない場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮する場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認するとともに、直流電源の充足性について確認。</p>	<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合、それらを考慮しない場合の各々について、以下のとおり電源供給が可能であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）」、「3.1.3.2 全交流動力電源喪失（TBU）」、「3.1.3.3 全交流動力電源喪失（TBD）」、「3.1.3.4 全交流動力電源喪失（TBP）」である。常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、約4,268kWが必要となるが、常設代替交流電源設備の連続定格容量である4,800kW未満であることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</li> <li>・ 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は、非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定しているが、重大事故等対策に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機負荷に含まれていることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</li> <li>・ 直流電源については外部電源喪失時においても、非常用ディーゼル発電機又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお、事故シーケンスグループ「3.1.3 全交流動力電源喪失」においては、交流電源が事象発生後24時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも直流電源負荷の切り離し及び所内常設蓄電式直流電源設備への切替えの実施により、事象発生後24時間の連続した直流電源の供給が可能である。</li> </ul> <p>補足説明資料において、常設代替交流電源設備からの電源供給が必要な事象について、必要負荷が常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることが示されている。（添付資料 6.3.1「水源、燃料、電源負荷評価結果について」参照）</p>

有効性評価 確率論的リスク評価（PRA）

はじめに.....	付録 1-4
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について.....	付録 1-5
1.1 事故シーケンスグループの分析について.....	付録 1-5
(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理.....	付録 1-9
(1) -1 PRAに基づく整理.....	付録 1-9
(1) -2 PRAに代わる検討に基づく整理.....	付録 1-10
(2) 抽出した事故シーケンスの整理.....	付録 1-10
(2) -1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応.....	付録 1-10
(2) -2 追加すべき事故シーケンスグループの検討.....	付録 1-12
1.2. 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて.....	付録 1-13
1.3. 重要事故シーケンスの選定について.....	付録 1-13
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方.....	付録 1-13
(2) 重要事故シーケンスの選定結果.....	付録 1-14
(3) 事故シーケンスの分析.....	付録 1-14
1.4. まとめ.....	付録 1-15
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について.....	付録 1-16
2.1 格納容器破損モードの分析について.....	付録 1-16
(1) 格納容器破損モードの抽出、整理.....	付録 1-16
(1) -1 PRAに基づく整理.....	付録 1-16
(1) -2 PRAに代わる検討に基づく整理.....	付録 1-17
(2) レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討.....	付録 1-18
(2) -1 必ず想定する格納容器破損モードの検討.....	付録 1-18
(2) -2 新たな格納容器破損モードの追加検討.....	付録 1-19
2.2 評価事故シーケンスの選定について.....	付録 1-19
(1) 評価対象とする PDS の選定.....	付録 1-19
(2) 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果.....	付録 1-21
(3) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性.....	付録 1-23
(4) 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策.....	付録 1-23
2.3 事故シーケンスの分析.....	付録 1-24
2.4 まとめ.....	付録 1-24
3. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故.....	付録 1-25
4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について.....	付録 1-26
4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について.....	付録 1-26
(1) 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスの検討・整理.....	付録 1-26
(1) -1 PRAに基づく整理.....	付録 1-26
(1) -2 PRAに代わる検討に基づく整理.....	付録 1-28

4.2 重要事故シーケンスの選定について.....	付録 1-29
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方.....	付録 1-29
(2) 重要事故シーケンスの選定結果.....	付録 1-29
4.3 事故シーケンスの分析.....	付録 1-30
4.4 まとめ.....	付録 1-30
5. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて.....	付録 1-31

## 島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録1 確率論的リスク評価（PRA））

## 1. 要求事項

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

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

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

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

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

（※<sup>2</sup>）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

はじめに

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) PRAの方法、評価対象、適用範囲が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRAの方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRAの説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRA評価対象がどの時点の設備であるかを確認。（平成4年に計画・整備される以前の設備、いわゆる、「裸のPRA」に相当するか。）</p> <p>③ 内部事象（出力運転時、停止時）、地震、津波PRAが扱われていることを確認。PRAの整備状況について現状を整理し、これを踏まえて適用範囲を定めていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」を参照したとしていることを確認した。</p> <p>② 追補2. Iの「はじめに」に、今回実施するPRAの目的が重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、プラント運転開始時から備えている手段・設備に期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築していることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準の策定状況、国内での使用実績に基づいて、現時点で適用可能なものとして、下記のPRAを実施している。</p> <p>内部事象レベル1PRA（出力運転時、停止時）                  レベル1.5PRA（出力運転時）                  地震レベル1PRA                  津波レベル1PRA</p> <p>PRAの適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については、定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行っており、PRAの評価対象が上記の範囲に留まるとすることは、最新の技術に基づいた適用範囲であると判断した。</p>

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

1.1 事故シーケンスグループの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>①BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>・ 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ LOCA 時注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</li> </ul> <p>(b) 個別プラント評価による抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関する PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p>	
<p>(i) 事故シーケンスグループの抽出方法や対象を確認する。</p> <p>① 事故シーケンスグループの各事象（内部事象、地震及び津波、その他）に対する抽出方法が、日本原子力学会標準に照らして妥当であることを確認。具体的には、有効性評価のグループ化の過程について、以下に示す基準を見たしていることを確認。</p> <p>①-a 起因事象の選定については、考慮すべき事象として、以下の a)～e)</p>	<p>① 内部事象レベル 1PRA の手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。また、地震 PRA 及び津波 PRA の手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。</p> <p>上記の、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーで、地震については階層イベントツリーと炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーを構築して行うという手法は、日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとり標準的な手法に沿ったものであること及び内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とする PRA に代わる方法として、定性的な検討により発生する事故シーケンスを分析していることを確認した。</p> <p>①-a 抽出した起因事象は追補 2. I 第 1-2 表「内部事象運転時レベル 1PRA における起因事象と発生頻度」にまとめられており、その中に過渡事象、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>が含まれていることを確認。</p> <p>日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編）：2013 附属書E（規定）からの抜粋</p> <p>E.1 起因事象の同定において考慮すべき事象</p> <p>a) 過渡事象 原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが、プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。</p> <p>b) LOCA 原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ、原子炉冷却材が喪失することでプラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。LOCA事象を細分化する場合にはその考え方を示す。</p> <p>c) インターフェイスシステム LOCA 原子炉冷却系とのインターフェイスで起こると想定される故障、又は格納容器外での制御されない冷却材喪失をもたらすような運用を含める。</p> <p>e) 従属性を有する起因事象 緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象を考慮する。サポート系の故障によって発生する起因事象を同定する際には、ランダム故障又は共通原因による同一系統の機器の複数故障、さらに定例試験等による機器構成に伴う起因事象を含める。</p>	<p>LOCA、インターフェイスシステム LOCA 及び従属性を有する起因事象が含まれていることを確認した。また、LOCA については破断口の大きさの違いによる事故時挙動への影響を考慮して、大破断、中破断、小破断に細分化していることを確認した。なお、地震 PRA の中で建物の損傷や原子炉圧力容器等の大型静的機器の損傷、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（以下「Excessive LOCA」という。）、計装・制御系喪失によって原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象も抽出しており、直接、炉心損傷に至る事象として取り扱っていることを確認した。</p>
<p>①-b 起因事象の選定において、除外する事象がある場合には、以下の a)～c) のいずれかの基準を満たしていることを確認。</p>	<p>①-b 島根原子力発電所2号炉では、BWR ラントで用いられる起因事象のうち、適用除外とするものはないことを確認した。</p>
<p>同、附属書 H（参考）からの抜粋</p>	
<p>H.2 除外判定基準の例</p> <p>ASME/ANS PRA 標準では、同定した起因事象のうち、これ以上評価を行わなくてよいように起因事象を評価対象から除外する基準として次のような判断基準を記載している。</p> <p>a) 起因事象発生頻度が <math>10^{-7}</math>/炉年未満の事象。ただし、インターフェイスシステム LOCA、格納容器バイパス及び原子炉圧力容器破損は除く。</p> <p>b) 起因事象発生頻度が <math>10^{-6}</math>/炉年未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象</p> <p>c) 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象</p> <p>①-c 起回事象のグループ化において、以下の基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、本文</p> <p>6.2 起回事象のグループ化</p> <p>6.2.1 事象の類似性による起回事象のグループ化</p> <p>同定した起回事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、体系的なプロセスを用いて起回事象のグループ化を行う。グループ化は、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 事故の進展及び時間余裕、プラントの応答、レベル2PRAとの関係、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備、並びに緩和操作の観点から類似している事象</li> <li>- グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。</li> </ul> <p>6.2.2 起回事象のグループ化の禁止</p> <p>同定した起回事象のうち、以下の項目に示すものについては、他の起回事象とは事象シナリオの展開及び/又は必要とされる緩和機能が異なることから、他の起回事象とは同一のグループとはしない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 起回事象従属性を有する事象</li> <li>- プラント応答が異なる（成功基準が異なる）起回事象、又は格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象。このような起回事象には、極度のLOCA（工学的安全施設のいかなる組合せでも緩和できない極めて大規模のLOCA）、インターフェイスシステムLOCA及び隔離されない格納容器外破断を含む。</li> <li>- 隣接プラントの状態が評価対象プラントに影響を及ぼす起回事象</li> </ul>	<p>①-c 事故シーケンスのグループ化の結果は追補2. I第1-6表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」にまとめられており、「事象の類似性による起回事象のグループ化」の方針に従って、炉心損傷に至る主要因ごとにグループ化されていることを確認した。また、「起回事象のグループ化の禁止」に該当する事故シーケンスとして、原子炉建物損傷、制御室建物損傷、廃棄物処理建物損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、格納容器バイパス、計装・制御系喪失、Excessive LOCA、直接炉心損傷に至る事象については、各々単独のグループとして扱っていることを確認した。</p>
<p>(ii) 現状のPRAの整備状況では、外部事象すべてにPRAを適用できないため、外部事象で評価する対象を確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。（全般④）</p>	<p>① 地震及び津波以外の自然現象として、風（台風）、竜巻、積雪等の7事象を評価対象として選定しており、検討する事象の範囲及びその抽出方法、評価する事象の選定方法は次のとおり。</p> <p>・ 検討する事象には、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く）があり、これらについて、国内外の13の基準を参考に、網羅</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第6条解釈（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>的に55の自然現象と23の人為事象を抽出した。抽出した自然現象と人為事象について、評価上考慮すべき事象を選定するため、米国機械学会の基準を参考に除外基準を設定してスクリーニングを行い、11の自然現象を選定した。なお、人為事象については、各人為事象により想定される発電所への影響を踏まえ、起因事象を整理し、新たな起因事象がないこと、事象の影響として選定した自然現象に包含されることを確認した（追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について」）。</p> <p>これにより、検討する事象は複数の基準に基づき抽出していることから網羅性があると考えられること、評価する事象のスクリーニング基準に合理性があると考えられること等から、評価する事象は妥当なものと判断した。</p>

(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) -1 PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>PRAに基づく整理</p> <p><u>(i) 起回事象の選定及び評価（機器の故障率や地震・津波の発生確率が適切に設定されていることを確認する）</u></p> <p>① 起回事象の発生頻度評価のバックデータである機器故障率、地震・津波ハザード曲線について、設計情報や運転情報に裏付けられているか、またその妥当性確認のためプラントウォークダウンを実施しているかを確認。</p> <p>② 各事象（内部事象、地震、津波）の評価に用いた起回事象と発生頻度の評価結果が記載されており、発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波）、レベル1.5PRA（内部事象））の対応状況を確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・機器の故障については、原子力施設情報公開ライブラリー（ニューシア）で定義している故障率、故障モード及び機器バウンダリとの整合性を確保した基事象を元にしており、実機の運転情報に裏付けられている。</li> <li>・地震ハザード曲線については、地震PSA 学会標準の方法に基づき評価を行い、地質調査等を参考に設定していることを確認した。また、地震PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより地震影響等の確認を行っている。</li> <li>・津波ハザード曲線については、津波PRA学会標準及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会、2011）」の方法に基づき、津波PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより津波影響等の確認を行っている。</li> </ul> <p>補足説明資料において、非常用ディーゼル発電機の機器故障率データについて近年の非常用ディーゼル発電機のトラブルの発生状況、米国故障率データを踏まえた影響評価を実施していることを確認した。（補足説明資料1.1.1.f-1）</p> <p>② 起回事象発生頻度については、以下の通り追補2. Iに整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・内部事象 第1-2表「内部事象運転時レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度」</li> <li>・地震 第1-3表「地震レベル1PRAにおける起回事象と発生頻度」</li> <li>・津波 第1-4表「津波高さ別の発生頻度」</li> </ul> <p>また、プラント構成（非常用炉心冷却系等）や立地条件の違いを勘案した上で、先行BWR（柏崎刈羽6号炉及び7号炉、東海第二並びに女川2号炉）の評価値から著しく乖離していないことを確認した。</p>
<p><u>(ii) 事故シーケンスの分析（地震及び津波 PRA 固有の評価方針に基づくことを確認する）</u></p> <p>① 地震及び津波 PRA では、内部事象 PRA では扱わない複数系列の同時破損、複数の電気盤損傷等、緩和系に期待できない事象を網羅的に抽出していることを確認。また、網羅的に抽出したことを示すエビデンスを確認。</p>	<p>① 地震レベル1PRAでは、これらの発生する可能性のある起回事象をプラントへの影響が最も厳しい起回事象順に代表させる形で階層イベントツリーを作成することにより、事象発生 of 組合せを含めた事故シーケンスの抽出を行っていることを確認した。また、事故シーケンスの定量化の結果を追補2. I第1-7図「各PRAの結果と事故シーケンスグループごとの寄与割合」及び第1-5表「イベントツリーにより抽出した事故シーケンス」に整理していることを確認した。</p>
<p><u>(iii) 事故シーケンスの定量化（内部事象に加えて地震・津波の影響が発生確率の増加の形で考慮されていることを確認）</u></p> <p>① 各事象（内部事象、地震、津波）における事故シーケンスグループ及び発生確率が表の形で整理されており、選択された事故シーケンスが網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンス毎に内部事象、地震、津波に分けてCDFを整理していることを確認した（追補2. I第1-6表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」及び第1-7表「事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度」）。また、抽出された事故シーケンスが網羅的に記載されていることを確認した。</p>

(1) -2 PRA に代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) 地震、津波以外のPRAが使えない外部事象の影響がPRA分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 地震、津波以外の外部事象のPRA評価への影響を考慮していることを確認。</p> <p>② 地震、津波以外の外部事象を考慮してPRA評価に影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>① 地震、津波以外の外部事象として、内部溢水又は内部火災の発生によって誘発される可能性がある起因事象を定性的に分析し、外部電源喪失や全給水喪失等の起因事象の発生が想定されている。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山、生物学的事象、森林火災の影響について検討していることを確認した。これらの要因により想定される事象は、いずれも内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA又は津波レベル1PRAのいずれかで想定する起因事象に包絡されるため、その他外部事象を考慮しても新たな事故シーケンスグループは抽出されないと推定していることを確認した（追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について」）。</p> <p>② 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たな炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかったとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル1PRAと同じであるため、内部事象レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。</li> <li>・ 風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流電源喪失があるが、これは内部事象レベル1PRAの手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。</li> </ul> <p>この判断については、設置許可基準規則解釈にのっとり、申請者が頻度の観点から全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認していること、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。</p> <p>津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAで抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象による影響についてもPRAの知見から得られた12の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p>

(2) 抽出した事故シーケンスの整理

(2) -1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループが漏れなく選定され、炉心損傷対策の有無により分類がなされていることを確認。</p> <p>① 事故シーケンスグループが審査ガイドの有効性評価で指定しているもの（BWRでは7個）が完備していることを確認。</p> <p>② PRA以外の評価で事故シーケンスグループを設定した場合には、その根拠を説明していることを確認。</p> <p>③ 内部事象、地震及び津波に分けてPRA評価結果が整理されていることを確認。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを、炉心損傷を防止できるか否か、格納容器機能に期待できるか（下記参照）等で、確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷後の格納容器破損防止機能に期待でき、炉心損傷対策があるもの（規則解釈1-2(a)を適用）。</li> <li>・ 炉心損傷後に格納容器破損防止機能に期待できないもの（規則解釈1-2(b)を適用）。</li> <li>・ 炉心損傷を防止できないもの（規則解釈1-2(a)、1-2(b)を適用できないもの）</li> </ul> <p>（⑧事故シーケンスグループを、炉心損傷防止できるか否か等で分類）</p>	<p>① 追補2. I第1.6表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」に示された事故シーケンスに、審査ガイドがBWRに対して必ず想定するよう求めている以下の事故シーケンスが完備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>・ 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ LOCA時注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</li> </ul> <p>また、上記以外の事故シーケンスについては、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>・ イベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目し類型化して事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する7つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震特有の8つの事故シーケンス（原子炉建物損傷、廃棄物処理建物損傷、制御室建物損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、計装・制御系喪失、格納容器バイパス、Excessive LOCA）、津波特有の1つの事故シーケンス（直接炉心損傷に至る事象）が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。</p> <p>② 島根2号炉の場合、新たな事故シーケンスの追加はないことを確認した。</p> <p>③ 追補2. I第1-7表「事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度」に事故シーケンスごとに内部事象、地震、津波に分けてシーケンス別CDFが整理されていることを確認した。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを以下のように分類していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ <ul style="list-style-type: none"> <li>(a) 高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>(b) 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>(c) 全交流動力電源喪失</li> <li>(d) LOCA時注水機能喪失</li> </ul> </li> <li>b. 1-2(b)に分類される事故シーケンスグループ <ul style="list-style-type: none"> <li>(e) 崩壊熱除去機能喪失</li> <li>(f) 原子炉停止機能喪失</li> </ul> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	(g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA） c. 1-2 (a)及び (b) 以外の事故シーケンスグループ なし

(2) -2 追加すべき事故シーケンスグループの検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な事故シーケンスグループを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスとしては、外部事象（地震）に特有な事故シーケンス8つについて確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建物損傷</li> <li>・ 廃棄物処理建物損傷</li> <li>・ 制御室建物損傷</li> <li>・ 原子炉格納容器損傷</li> <li>・ 原子炉圧力容器損傷</li> <li>・ 計装・制御系喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> <li>・ Excessive LOCA</li> </ul> <p>また、外部事象（津波）に特有な事故シーケンス1つについても、確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 直接炉心損傷に至る事象</li> </ul> <p>この中で、島根2号炉に固有な特殊な事故シーケンスは含まれていないことを確認した。外部事象（地震）時及び外部事象（津波）時の事故シーケンスの有効性評価への影響については、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 9つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かを、PRAの結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループとの比較により検討した。</li> <li>・ 地震特有の8つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスは、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。</li> <li>・ 影響度の観点からは、建物損傷、津波の建物内への流入等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることを確認した。</li> <li>・ 以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、地震特有の8つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。</li> <li>・ よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。</li> </ul>

1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) 炉心損傷を免れないために有効性評価の対象外とするシーケンスの影響を考慮していることを確認する。</p> <p>① 国内外の先進的な対策によっても、炉心損傷対策を講じるのが困難なシーケンスを洗い出し、有効性評価で対象外としても影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、想定する事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする」としていることを確認した。具体的には、該当する事故シーケンスとして、以下の2つを選定し、頻度と影響度の観点から評価事故シーケンスに含める必要がないことを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 冷却材喪失（大破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</li> <li>・ 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失）＋原子炉停止失敗</li> </ul> <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補 2. I 別紙 3「重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果」に整理していることを確認した。</p>

1.3 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</li> <li>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</li> <li>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。</li> <li>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</li> </ul> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</li> <li>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</li> <li>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。</li> </ul>	<p>① 有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量及び代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いていることを確認した。また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定していることを確認した（追補 2. I 第 1.8 表「重要事故シーケンス等の選定について」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。	

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) 審査ガイドの方針に従って事故シーケンスを選定する過程を確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、上記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの重要度に基づいて、最も「高」が多いシーケンス（「高」の数と同じ場合は「中」の数が多いシーケンス）が重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. I第1-8表「重要事故シーケンス等の選定について」）。</p>

(3) 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析による特徴として、以下が抽出されていることを確認した。（追補2. I別紙5「内部事象PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況」）</p> <p>&lt;崩壊熱除去機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「崩壊熱除去機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約100%であり、全炉心損傷頻度のほとんどを占める事故シーケンスグループである。</li> <li>・ 事故シーケンスからのカットセットからは、残留熱除去系、原子炉補機冷却系又は原子炉補機海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故障が抽出されている。これらの基事象に対しては、原子炉補機代替冷却系による海水への熱除去機能の代替や、格納容器フィルタベント系による大気への除熱により炉心損傷（格納容器先行破損）を防止できる</li> </ul> <p>&lt;高圧・低圧注水機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能が喪失する要因として、ECCSの起動信号の機能喪失と合わせて、高圧炉心スプレイ系又は高圧炉心スプレイ補機冷却系の機能喪失が挙げられている。炉心損傷防止対策としては、機能喪失したECCSの代替となる、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水が有効である。</li> <li>・ いずれの事故シーケンスについても、注水による炉心冷却を確保した後は、原子炉補機代替冷却系又は格納容器フィルタベント系を用いて除熱を行う。なお、上位のカットセットとしては抽出されていないが、残留熱除去系が機能喪失している場合には、格納容器フィルタベント系を用いて除熱を行う。</li> </ul> <p>&lt;高圧注水・減圧機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ いずれの事故シーケンスからも、高圧注水系の機器故障又は人的過誤、手動減圧失敗の人的過誤が抽出されている。このカットセットに対して、代替自動減圧機能による低圧状態への移行により、注水による炉心冷却を確保できる。</li> <li>・ 全炉心損傷頻度から見た場合、炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小さな値に抑えられていると考える。カットセットとして抽出されている手動減圧操作失敗については、訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。</li> </ul> <p>&lt;全交流動力電源喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失については、外部電源、非常用ディーゼル発電機による給電を喪失するカットセットが抽出されている。</li> <li>・ これらに対しては、交流動力電源を必要としない高圧代替注水系や原子炉隔離時冷却系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の運転による炉心冷却を確保することが可能である。</li> </ul> <p>&lt;原子炉停止機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉保護系スクラムコンタクタ機能喪失に関する基事象のカットセットが抽出されている</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>このカットセットに対しては、代替制御棒挿入機能、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能及びほう酸水注入系によって炉心損傷を防止できる。</li> </ul> <p>&lt;LOCA 時注水機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」では、原子炉補機冷却系又は原子炉補機海水系の共通原因故障並びに高圧炉心スプレイ補機冷却系又は高圧炉心スプレイ補機海水系の喪失が抽出されている。</li> <li>「LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」では、手動操作に失敗する人的過誤、計測器の共通原因故障、高圧炉心スプレイ補機冷却系又は高圧炉心スプレイ補機海水系の喪失が抽出されている。</li> <li>LOCA が発生しているにもかかわらず、認知に失敗したまま長時間気付かない場合や、操作に失敗したにもかかわらずその後の対応をとらないことは現実的には考えにくい。全炉心損傷頻度から見た場合、これらの炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小さな値に抑えられているが、原子炉手動減圧操作の認知失敗等の人的過誤については、訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。</li> </ul> <p>&lt;ISLOCA&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「ISLOCA」では、低圧注水系の定期試験時の弁リークや誤開放による発生の寄与が大きい。</li> <li>これらに対しては、高圧炉心スプレイ系による炉心の水位維持によって炉心損傷を防ぐことができる。その後は、注入隔離弁の再開操作等、漏えい箇所の隔離、SRVによる手動操作を試みるとともに、残留熱除去系による除熱を行うことで、炉心を安定な状態とすることができる。</li> </ul>

1.4 まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAIに関する実施基準にのっとり標準的な手法で行っていることを確認した。</p> <p>また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAIに代わる方法として、内部事象レベルIPRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p> <p>申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震特有の8つの事故シーケンス及び津波特有の1つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることを確認した。</p> <p>また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈にのっとり考え方であることから、妥当と判断した。</p> <p>事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。</p>



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

2.1 格納容器破損モードの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する PRA 及び外部事象に関する PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>(i) 地震、津波以外の PRA が使えない外部事象の影響が PRA 分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 外部事象の影響のうち、地震と津波以外のその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たに格納容器破損モードを追加する必要はないとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転時レベル1PRA の観点での起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAで用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと判断しており、原子炉格納容器が直接破損することも想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</li> <li>・ プラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAの結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと判断している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</li> </ul>

(1) 格納容器破損モードの抽出、整理

(1) -1 PRA に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① プラント損傷状態が定義されていることを確認。</p>	<p>① プラント損傷状態の設定については、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、レベル1PRAで抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、原子炉格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて分類した。</li> <li>・ さらに、PDSごとに、原子炉格納容器冷却の分岐・ヘディングを考慮し、炉心損傷から格納容器破損に至るまでの事象進展の途上で発生する重要な物理化学現象について、各PDS を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事象進展を整理し、格納容器イベントツリーを作成した。格納容器破損に至る事故シーケンスが、2-1(a) 必ず想定する格納容器破損モードのうち水素燃焼を除く5つの格納容器破損モードのいずれかに対応していることを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとにPDSを整理した。</li> </ul>
<p>(ii) 格納容器破損モードの評価</p> <p>① 格納容器破損モード毎に格納容器イベントツリーで抽出された事象が記載されていることを確認。</p>	<p>① 内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損に係る以下の水素燃焼を除く11の格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっと</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>って検討対象」としていることを確認した。また、水素燃焼については、その対策として原子炉格納容器内を窒素置換していることから、日本原子力学会のPRA実施基準のBWR分類例では対象外としているが、窒素置換対策の有効性を確認する目的で検討対象とした。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）</li> <li>2) 水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）</li> <li>3) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</li> <li>4) 格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）</li> <li>5) 原子炉圧力容器内の水蒸気爆発</li> <li>6) 格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>7) 原子炉圧力容器外の水蒸気爆発</li> <li>8) 格納容器直接接触</li> <li>9) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損）</li> <li>10) 水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後）</li> <li>11) 熔融炉心・コンクリート相互作用</li> <li>12) 水素燃焼</li> </ol>

(1) -2 PRA に代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに格納容器破損モードの評価に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討を実施した。</p> <p>地震特有の格納容器破損モードとして、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失及び原子炉格納容器本体の損傷が考えられるが、格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失については（ii）①の12の破損モードで抽出されていること、原子炉格納容器本体の損傷については構造的な損傷による直接的な閉じ込め機能喪失であり国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、格納容器損傷防止が困難であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはない」としていることを確認した。</p> <p>(1) 地震の影響</p> <p>格納容器破損モードについては、地震動による直接的な原子炉格納容器や隔離機能等の損傷が考えられるが、格納容器破損モードとしては内部事象レベル1.5PRAと同様であることから、内部事象により選定した破損モード以外に追加を要するものはないと考えられる。</p> <p>事故シーケンスについては、地震レベル1.5PRAで考えられる地震特有の事故シーケンスがある。（格納容器隔離機能喪失、格納容器圧力抑制機能喪失、原子炉格納容器本体の破損）</p> <p>(2) 津波の影響</p> <p>格納容器破損モードについては、原子炉格納容器が津波による物理的負荷（波力・漂流物の衝撃力）によって直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同様と考えられることから、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p> <p>(3) 内部溢水及び内部火災の影響</p> <p>追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について」に記載のとおり、運転時レベル1PRAの観点での起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象運転時レベル1PRAで用いた事象以外に追加すべ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>きものは発生しないと判断しており、原子炉格納容器が直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられることより、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p> <p>(4) その他外部事象の影響</p> <p>プラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル 1PRA の結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと判断している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはなく、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p>

(2) レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討

(2) -1 必ず想定する格納容器破損モードの検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第 37 条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</li> <li>・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 格納容器直接接触（シェルアタック）</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul> <p>(i) 審査ガイドで指定されている格納容器破損モードのうち、除外するものがないか、またその理由が明記されているか確認する。</p> <p>① 必ず想定する格納容器破損モードに含まれるもののうち、プラント固有の条件により発生の可能性がないと思われるもの（格納容器直接接触等）について、その除外の理由を説明していることを確認。</p>	<p>① 検討対象とした 12 の格納容器破損モードに、必ず想定する 6 つの格納容器破損モードのうち格納容器直接接触（シェルアタック）を除く 5 つの格納容器破損モードが含まれていることを確認した。</p> <p>格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR の一部の原子炉格納容器（MARK-I 型）に特有の事象であるため、MARK-I 改良型である島根 2 号炉では評価の対象外としていることを確認した。具体的には、当該モードが Mark I 型の原子炉格納容器（原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTAL に開口部がある）に特有の事象とみなされており、Mark I 改良型ではペDESTAL 床面からペDESTAL 開口部下端まで高さがあり、ペDESTAL 床面に堆積した溶融炉心がドライウェル床には広がらない構造となっているため、格納容器直接接触（シェルアタック）発生の可能性はないことを確認した。</p>

(2) -2 新たな格納容器破損モードの追加検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な格納容器破損モードを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている格納容器破損モード以外で、追加すべき格納容器破損モードがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 必ず想定する格納容器破損モードに分類されない2つの破損モード（原子炉圧力容器内の水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗）について、発生確率は極めて低いと評価したこと、及び3つの破損モード（原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損、過圧破損（炉心損傷前）及びインターフェイスシステム LOCA）について、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価することから新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はないとしていることを確認した。</p> <p>よって、想定する格納容器破損モードは、以下の5つとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷後）、雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損））</li> <li>・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（格納容器直接接触、格納容器雰囲気直接加熱）</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（格納容器外の水蒸気爆発）</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用（溶融炉心・コンクリート相互作用）</li> <li>・ 水素燃焼（水素燃焼）</li> </ul> <p>抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する6つの事故シーケンスグループとの関係を整理した結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない炉心損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしている。</p> <p>原子炉圧力容器内の水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗のそれぞれ格納容器破損モードについて、以下の理由により新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしている。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉圧力容器内の水蒸気爆発については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断されている。</li> <li>2) 格納容器隔離失敗については、出力運転中に原子炉格納容器内の雰囲気窒素置換することとしており、原子炉格納容器内の状態を日常的に監視することから、速やかに検知可能であること等により、人的過誤による国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと評価されている。</li> </ol> <p>以上のことから、原子炉圧力容器内の水蒸気爆発については発生確率が極めて低いと認められること、格納容器隔離失敗については格納容器圧力監視の運用がなされていることを確認したことから、これらの破損モードを新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしたことは妥当と判断した。</p>

2.2 評価事故シーケンスの選定について

(1) 評価対象とする PDS の選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) 破損モード毎の PDS の中から評価対象を選定する方針について確認。</p> <p>① 各破損モード別に該当する PDS の一覧と、その中で最も厳しい PDS（本文に説明）が選定されていることを確認。</p>	<p>① 炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、格納容器破損時期、原子炉圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて定義していることを確認した（追補2. I 第2-1 図「格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス」、第2-2 図「シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード」）。</p> <p>また、以下のように選定結果とその理由を示していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）及び（格納容器過温破損）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ TQUX、TQUV、長期 TB、TBU、TBD、TBP の各シナリオと比較し、LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展が早い。</li> <li>・ 過圧破損については対策として原子炉格納容器からの除熱が必要となる。</li> <li>・ 過温破損については対策として原子炉格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。</li> <li>・ LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</li> </ul> <p>以上より、LOCA に全交流動力電源喪失（SBO）を加え、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 長期 TB は事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効なシーケンスであり、原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQUX、TBD、TBU の方が厳しい。</li> <li>・ 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX、TBD、TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p>以上より、最も厳しい PDS から、TQUX を代表として選定した。また、この PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の核の容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）の観点からは、原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシーケンスが厳しくなる。</li> <li>・ 原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすくと考えると、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。</li> <li>・ また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、原子炉格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。</li> <li>・ これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX は選定対象から除外する。</li> <li>・ LOCA は、蒸気が急速に格納容器内に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり、デブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。</li> </ul> <p>以上より、本格納容器破損モードにおいて厳しい PDS として、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短い TQUV を選定する。また、この PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度はほかの気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考慮の上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素ガスの発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム－水反応</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への原子炉冷却材の放出経路から、LOCA とその他の PDS に大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり、これに伴う水素ガスの発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他の PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉圧力容器の破損に至らない場合を想定することが適切と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本発電用原子炉施設において、炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、原子炉格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と ECCS 注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。</li> <li>・以上より、PDS としては LOCA (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失) を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさの観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を PDS として選定する。</li> </ul> <p>(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>シェルアタックは、追補 2. I 別紙 6「水素燃焼及び格納容器直接接触（シェルアタック）を格納容器破損モードから除外する理由」に示すとおり、想定する格納容器破損モードから対象外とする。</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しくなる。</li> <li>・原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、原子炉格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した溶融炉心が冷却され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。</li> <li>・また、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。</li> <li>・これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX は選定対象から除外する。</li> <li>・LOCA は原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入の可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外する。</li> </ul> <p>以上より、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS として、原子炉の水位低下が早く、対策実施までの時間余裕の観点から厳しい TQUV を選定する。また、この PDS に全交流動力電源喪失の重畳を考慮することで、電源の復旧、注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>

(2) 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）</p> <p>(2) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを指摘事項（審査会合／ヒア）選定する。また、炉心内の金属—水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するものとする。</p> <p>(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から格納容器直接接触の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(i) 審査ガイドの方針に従って評価対象とするシーケンスを選定する過程を確認する。</p> <p>① 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定では、前段で最も厳しい PDS を選定したことを踏まえた選定になっているか確認。</p>	<p>① 格納容器破損モードごとの PDS から、格納容器への圧力又は温度による負荷の大きさの観点で最も厳しくなる PDS を選定し、この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとしてしていることを確認した。</p> <p>さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮していることを確認した（追補 2. 1 第 2-1 図「格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス」、第 2-2 図「シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード」）。</p>

(3) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理したものがあれば、それをすべて列挙すると共に、評価事故シーケンスでの取扱い方について説明していることを確認。</p>	<p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスとして、以下の2つを選定していることを確認した。また、選定した事故シーケンスの取り扱いも確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 冷却材喪失（大破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</li> <li>・ 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失）＋原子炉停止失敗</li> </ul> <p>大破断LOCAの事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。</p> <p>全交流電源喪失時の事故シーケンスについては、実際に大規模な地震が発生した場合には、地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また、地震レベル1PRAでは機器の損傷を完全相関としていることから、例えば1本のみ制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。本事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが、現実的に想定すると、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから、本事故シーケンスは、炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認するシーケンスに該当しないと判断したとしている。</p> <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補2. 1別紙1-3「重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果」に整理していることを確認した。</p>

(4) 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) 外部事象によって評価事故シーケンスが変わらないかどうかを確認する。</p> <p>① 外部事象（地震、津波等）、内部火災、内部溢水の影響により新たに評価事故シーケンスの選定に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを以下のとおり検討していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル1PRAと同じであるため、内部事象レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。</li> <li>・ 風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベル1PRAの手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。</li> <li>・ よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。</li> </ul> <p>また、上記の炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シーケンスグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シーケンスグループについては、炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により原子炉格納容器の破損の防止が可能な場合も考えられる。原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は、可搬型設備（大量送水車、高圧発電機車等）による対応や放射性物質の拡散を防止する対策（放水砲、シルトフェンス等）により敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、事故の影響緩和を図っていることを確認した。</p>



2.3 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析による島根2号炉の特徴として、以下が抽出されていることを確認した（追補2. 1別紙5「内部事象PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況」）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器破損モードのうち、全格納容器破損頻度のほぼ100%が格納容器除熱機能喪失から格納容器過圧破損に至るシーケンスとなった（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）。</li> <li>この格納容器破損モードに対しては、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による除熱、格納容器フィルタベント系による除熱により、格納容器破損頻度を低減することができると思われる。</li> </ul>

2.4 まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いものの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした5つの格納容器破損モードは、格納容器直接接触（シェルアタック）を当該評価の対象から除外する以外は、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モードと一致することを確認した。</p> <p>申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。</p>

3. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

本確認項目は、添付書類十別添7重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方の「2.2.3 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」に記載されているものを参照した。

（想定事故1及び2は、個別プラントで追加のシーケンスの有無の確認は求められておらず、追補2「2. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」には記載されない。）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>3-1</p> <p>(a) 想定事故1： 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b) 想定事故2： サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの抽出方法や対象を確認する。</p> <p>① 有効性評価の重要事故シーケンスとして、想定事故1及び2が選定されていることを確認。</p>	<p>① 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷に至るおそれがある事故として、想定事故1及び想定事故2を想定することを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が想定する事故が、設置許可基準規則解釈における想定事故と一致することを確認したことから、妥当であると判断した。</p>

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

4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

(1) 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスの検討・整理

(1) -1 PRA に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉冷却材の流出</li> <li>・反応度の誤投入</li> </ul> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① 評価対象とする定検工程の選定について、プラント状態（POS）がすべて網羅されていることを確認。</p> <p>② 主要パラメータの推移等から POS 分類が選定されていることを確認。（第3.1表、第3.2図）</p> <p>③ 特定の POS（原子炉ウエル満水時等）を対象として燃料損傷頻度の評価を行う場合には、リスク等の観点から選定の理由を説明していることを確認。（3.1 内部事象④）</p>	<p>① プラント停止時のプラント状態(以下「POS」という。)を、時系列的に網羅していることを確認した（追補2. I 第3-2 図「定期事業者検査時のプラント状態と主要パラメータの推移」、追補2. I 第3-1 表「内部事象停止時レベル1PRAにおける起因事象と発生頻度」）。</p> <p>② 各 POS の推移を、原子炉水位、崩壊熱の大きさ（大中小）、プールゲートの開放状況等と共に示していることを確認した。また、各 POS の継続時間（日数）を示していることを確認した（上記第3-2 図）。</p> <p>③ 原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態(POS)に分類し、評価対象としていることを確認した。また、事故シーケンスグループごとに評価対象とする POS を以下のとおり選定していることを確認した。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul> <p>b. 選定理由</p> <p>代表性の観点から、崩壊熱除去機能喪失を起因事象とする事故シーケンスグループに対する寄与割合が支配的である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>有効性評価では外部電源喪失との重量を考慮しており、外部電源喪失時に原子炉補機冷却系（海水ポンプを含む）が故障した場合については事象進展が全交流動力電源喪失と同様となるため、「補機冷却系機能喪失」及び「外部電源喪失」を起因事象とする事故シーケンスの対策の有効性については全交流動力電源喪失の事故シーケンスにて確認する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）</li> </ul> <p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失＋交流電源喪失</li> </ul> <p>b. 選定理由</p> <p>余裕時間及び設備容量の観点から「外部電源喪失＋直流電源喪失」、「外部電源喪失＋交流電源喪失」が同じ「低」となったが、代表性の観点から炉心損傷頻度が高い「外部電源喪失＋交流電源喪失」を代表事故シーケンスとして選定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）</li> <li>・原子炉補機代替冷却系</li> </ul> <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗</li> </ul> <p>b. 選定理由</p> <p>設備容量の観点からは、「残留熱除去系切替時の冷却材流出」が他の漏えい事象より厳しい。代表性の観点からは、「原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出」が最も大きい、燃料損傷頻度としては非常に低く大きな差はない。</p> <p>「制御棒駆動機構点検時の冷却材流出」等の点検作業に伴う原子炉冷却材流出事象は、作業・操作場所と漏えい発生箇所が同一であるため認知が容易である。</p> <p>「原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出」は、原子炉水位を低下させる操作であるため、原子炉水位は適宜監視されており、原子炉冷却材流出発生時には、ブロー水の排出先である機器ドレンタンクの水位高等によって認知することができるため、認知は容易である。</p> <p>以上より「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）</li> <li>・原子炉冷却材流出箇所の隔離操作</li> </ul> <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・反応度の誤投入</li> </ul> <p>b. 選定理由</p> <p>代表性の観点から、運転停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>④ 停止時の機器の待機除外状態が示されていることを確認。</p>	<p>の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに臨界に至る事象を想定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中性子束高スクラム信号によるスクラム</li> </ul> <p>④ 各 POS について、停止時の系統/システムの待機状態を示していることを確認した（追補2. I 第3-3 図「POS の分類及び定期事業者検査工程」）。</p>
<p>（ii）起因事象の選定及び評価</p> <p>① 国内外のトラブル事例や評価事例等を参考に起因事象が選定されていることを確認。</p>	<p>① 原子炉停止後の運転停止中の各POSにおいて燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組み合わせ等をイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出していることを確認した。</p>
<p>（iii）事故シーケンスの分析</p> <p>① 選定された起因事象毎にイベントツリーが図示されていることを確認。</p> <p>② 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスが抽出されないかを検討していることを確認。</p>	<p>① 運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した（追補2. I 第3-4 図「内部事象停止時レベル1PRA イベントツリー」）。</p> <p>② 抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしていることを確認した。</p>
<p>（iv）事故シーケンスの定量化</p> <p>① 事故シーケンスの発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスの発生頻度については、追補2. I 第3-2表「運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度」に整理されていることを確認した。また、先行炉（東海第二等）と炉型の違いを考慮にいれても、著しく頻度の値が異なっていないことを確認した（上記第3-5表、追補2. I 第3-6 図「事故シーケンスグループ別の寄与割合」）。</p>

(1) -2 PRA に代わる検討に基づく整理

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

4.2 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

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

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 各事故シーケンスグループにおいて、前記の方針に従って重要事故シーケンスを選定した過程がその理由と共に記載されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）等に基づいて、重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. I第3-3表「重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について」）。</p>

4.3 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。	① 各事故シーケンスの燃料損傷頻度が上位であるカットセットの分析を実施し、整備された燃料損傷防止対策が有効となることを確認した。（追補2. I 別紙5「内部事象PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした 重大事故等防止対策の対応状況」）。

4.4 まとめ

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

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) PRA の方法が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRA の方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRA の説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRA プロセスの確認のため、専門家によるピアレビューの実施結果が記載されていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能とした PRA は、一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施し、各実施項目について「PRA の説明における参照事項」（平成 25 年 9 月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル 1PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波）、レベル 1.5PRA（内部事象）、外部事象（地震））の対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② これらの PRA について、PRA の実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人 日本原子力学会の実施基準への対応状況及び PRA の手法の妥当性について、海外のレビュアーを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSA ピアレビューガイドライン」（平成 21 年 6 月 一般社団法人 日本原子力技術協会）を参考にした。ピアレビューの結果、実施した PRA において、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認したとしていることを確認した。</p>



原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

1. はじめに.....	付録 2-2
2. 評価温度及び圧力の設定.....	付録 2-3
3. 健全性確認.....	付録 2-4
4. 結論.....	付録 2-15

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

## 1. はじめに

有効性評価ガイドは、以下に示すとおり、1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界温度又は限界圧力を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すことを求めている。島根原子力発電所2号炉においては、原子炉格納容器の評価温度及び評価圧力（以下「限界温度、限界圧力」という）をそれぞれ 200℃、2Pd（0.853MPa[gage]、Pd:最高使用圧力（0.427MPa[gage]））としていることから、当該環境においても原子炉格納容器は閉じ込め機能を満足することの根拠と妥当性を確認する。

（有効性評価ガイド）

（炉心の著しい損傷の防止）

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

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

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

（原子炉格納容器の破損の防止）

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

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

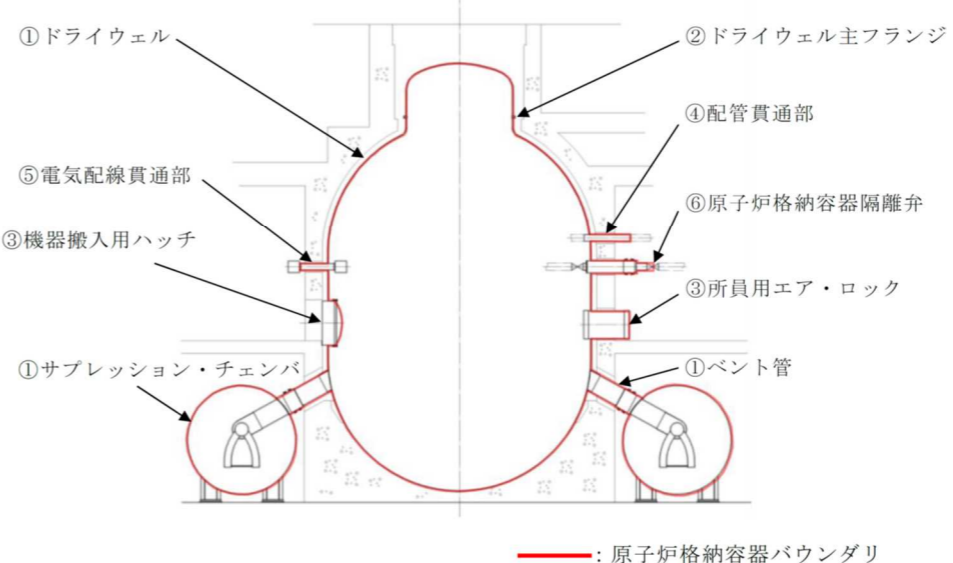
2. 評価温度及び圧力の設定

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>有効性評価の結果を踏まえ、評価温度及び圧力は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものであるか。</p> <p>(i) 限界温度・圧力は重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を包絡するものであるかを確認する。</p> <p>① 重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する限界温度及び限界圧力の設定値を確認。</p>	<p>(i) 限界圧力及び限界温度は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 島根原子力発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約197℃（原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約181℃）、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.659MPa[gage]（ともに格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）」の場合）であり、その後、原子炉格納容器温度、圧力は緩やかに低下することを確認した。</p> <p>② 上記①の結果を踏まえ、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する評価温度及び圧力を200℃、2Pd（0.853MPa[gage]）として設定することを確認した。</p>

3. 健全性確認

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>限界温度・圧力の根拠と妥当性を確認するに当たり、評価対象、機能喪失要因及び評価方法は適切か。</p> <p>(1) 放射性物質の閉じ込め機能の確保の観点から、限界圧力・温度の環境下において健全性を確認する対象が明らかになっているかを確認。</p> <p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかを確認する。</p> <p>① 過去の事故事例も踏まえ、原子炉格納容器の健全性確認における評価対象の抽出に係る考え方を確認。</p> <p>② 評価対象とした原子炉格納容器バウンダリの構成部を確認。</p>	<p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要があること、さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして推定されている原子炉格納容器に設置されるドライウエル主フランジ部、ハッチフランジ部、電気配線貫通部等のシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認する必要があること、このことから、原子炉格納容器本体に加えて、200℃、2Pdの環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスとなる可能性がある開口部及び貫通部の構成部品並びにガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部を評価対象としていることを確認した。</p> <p>② 上記①の考え方を踏まえ、以下を評価対象部位として挙げていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 原子炉格納容器本体 <ul style="list-style-type: none"> <li>・一般部</li> <li>・構造不連続部</li> <li>・ドライウエル基部</li> <li>・ベント管ベローズ</li> </ul> </li> <li>b. ドライウエル主フランジ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボルト、フランジ</li> <li>・シール部</li> </ul> </li> <li>c. 機器搬入用ハッチ <ul style="list-style-type: none"> <li>・円筒胴</li> <li>・鏡板</li> <li>・シール部</li> </ul> </li> <li>d. 所員用エア・ロック <ul style="list-style-type: none"> <li>・円筒胴</li> <li>・隔壁</li> <li>・シール部</li> </ul> </li> <li>e. 逃がし安全弁搬出用ハッチ <ul style="list-style-type: none"> <li>・円筒胴</li> <li>・鏡板</li> <li>・シール部</li> </ul> </li> <li>f. 制御棒駆動機構搬出ハッチ</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 原子炉格納容器バウンダリ構成部の構造が図示されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・円筒胴、鏡板</li> <li>・ボルト、フランジ</li> <li>・シール部</li> <li>g. 配管貫通部                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・接続配管</li> <li>・スリーブ</li> <li>・ボルト締め平板</li> <li>・ボルト</li> <li>・フランジ</li> <li>・シール部</li> <li>・セーフエンド</li> <li>・ベローズ</li> </ul> </li> <li>h. 電気配線貫通部                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・アダプタ</li> <li>・ヘッダ</li> <li>・シール部</li> </ul> </li> <li>i. 原子炉格納容器隔離弁                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧部</li> <li>・シール部</li> </ul> </li> </ul> <p>③ 「第1図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図」において、上記②で挙げた原子炉格納容器本体、ドライウエル主フランジ、機器搬入用ハッチ等が図示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>① 原子炉格納容器本体（ドライウェル，サブプレッション・チェンバ，ベント管（ベント管ベローズ含む））                  ② ドライウェル主フランジ                  ③ ハッチ類（機器搬入用ハッチ，所員用エア・ロック，逃がし安全弁搬出用ハッチ，制御棒駆動機構搬出ハッチ）                  ④ 配管貫通部（接続配管，スリーブ，平板類，セーフエンド，ベローズ）                  ⑤ 電気配線貫通部                  ⑥ 原子炉格納容器隔離弁</p>  <p style="text-align: center;">—: 原子炉格納容器バウンダリ</p> <p style="text-align: center;">第1図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図</p>
<p>(2) 評価対象部位の想定される機能喪失要因は明らかにされているか。機能喪失要因のスクリーニング結果は妥当か。</p> <p>(i) (1)(i)②で挙げられた評価対象部位の機能喪失要因を確認する。</p> <p>① 機器喪失要因として、材質や構造、使用条件、設置状況等を踏まえた破壊モードが示されていることを確認。</p> <p>② 上記①から、各評価対象部位に選定した機能喪失要因と、その選定理由が示されていることを確認。また、選定された以外の要因については考慮が不要である根拠が示されていることを確認。</p>	<p>(i) 評価対象部位における機能喪失要因は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 機器喪失要因となる破壊モードについて、以下の5つが挙げられていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 延性破壊</li> <li>・ 座屈</li> <li>・ 変形</li> <li>・ 疲労破壊</li> <li>・ 高温劣化（シール部）</li> </ul> <p>② 上記①で挙げられた機能喪失要因について、各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由については表1のとおりであり、各評価部位で選定された機能喪失要因は以下のとおり示されている。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 胴部等（一般部、構造不連続部、ドライウエル基部） <ul style="list-style-type: none"> <li>延性破壊</li> </ul> </li> <li>・ ベント管ベローズ <ul style="list-style-type: none"> <li>疲労破壊</li> </ul> </li> <li>b. ドライウエル主フランジ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ボルト、フランジ <ul style="list-style-type: none"> <li>延性破壊</li> </ul> </li> <li>・ シール部 <ul style="list-style-type: none"> <li>変形、高温劣化</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>c. 機器搬入用ハッチ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 円筒胴 <ul style="list-style-type: none"> <li>延性破壊</li> </ul> </li> <li>・ 鏡板 <ul style="list-style-type: none"> <li>座屈</li> </ul> </li> <li>・ シール部 <ul style="list-style-type: none"> <li>変形、高温劣化</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>d. 所員用エア・ロック <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 円筒胴、隔壁 <ul style="list-style-type: none"> <li>延性破壊</li> </ul> </li> <li>・ シール部 <ul style="list-style-type: none"> <li>変形、高温劣化</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>e. 逃がし安全弁搬出用ハッチ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 円筒胴 <ul style="list-style-type: none"> <li>延性破壊</li> </ul> </li> <li>・ 鏡板 <ul style="list-style-type: none"> <li>座屈</li> </ul> </li> <li>・ シール部 <ul style="list-style-type: none"> <li>変形、高温劣化</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>f. 制御棒駆動機構搬出ハッチ <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 円筒胴、鏡板 <ul style="list-style-type: none"> <li>延性破壊</li> </ul> </li> <li>・ ボルト、フランジ <ul style="list-style-type: none"> <li>延性破壊</li> </ul> </li> <li>・ シール部 <ul style="list-style-type: none"> <li>変形、高温劣化</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>g. 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 接続配管</li> </ul> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>延性破壊</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スリーブ</li> </ul> <p>延性破壊</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・平板類（ボルト締め平板、ボルト、フランジ）</li> </ul> <p>延性破壊</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・平板類（シール部）</li> </ul> <p>変形、高温劣化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・セーフエンド</li> </ul> <p>延性破壊</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベローズ</li> </ul> <p>疲労破壊</p> <p>h. 電気配線貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アダプタ、ヘッダ</li> </ul> <p>延性破壊</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・シール部</li> </ul> <p>高温劣化</p> <p>i. 原子炉格納容器隔離弁</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧部</li> </ul> <p>延性破壊</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・シール部</li> </ul> <p>高温劣化</p>
<p>(3) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準は妥当か。</p> <p>(i) 構造健全性で用いる評価手法と評価対象部位の分類方法を確認する。</p> <p>① 評価で参照する実験結果や規格を確認。</p> <p>② 評価方法による評価対象機器の分類を確認。</p>	<p>(i) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 評価で参照する実験結果や規格は以下の3つであることを確認した。</p> <p>規格：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む）JSME S NCI-2005/2007）（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価</li> <li>・ 設計・建設規格の準用等による評価</li> </ul> <p>実験結果：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電共研、NUPECでの試験結果又は解析結果等による評価</li> </ul> <p>② 評価方法による評価対象機器の分類は、以下に示す「第2図 評価方法による評価対象機器の分類」に示されており、選定された評価対象機器は、第2図のフローにしたがって分類されていることを確認した。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）		
<p>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかを確認。</p>	<div style="text-align: center;"> <p>評価対象機器の選定</p> <p>① 原子炉格納容器本体                      ② ドライウェル主フランジ                      ③ ハッチ類                      機器搬入用ハッチ，所員用エア・ロック，逃がし安全弁搬出用ハッチ，                      制御棒駆動機構搬出ハッチ                      ④ 配管貫通部                      接続配管，スリーブ，平板類，セーフエンド，ベローズ                      ⑤ 電気配線貫通部                      ⑥ 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>機能喪失要因の抽出と評価方法の設定</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%; text-align: center;">規格を用いた評価</td> <td style="width: 50%; text-align: center;">試験結果等を用いた評価</td> </tr> </table> <p>電共研，NUPECでの試験結果 又は解析結果等による評価</p> <p>第2表の(a)項参照</p> <p>設計・建設規格又は 既工事計画認可申請 書等に準拠した評価 により確認できる</p> <p>Yes</p> <p>第2表の(b)項参照</p> <p>No</p> <p>設計・建設規格の準用等による 評価により確認</p> <p>第2表の(c)項参照</p> <p>第2図 評価方法による評価対象機器の分類</p> </div> <p>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>a. 原子炉格納容器本体</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 胴部等（一般部）                      設計・建設規格（PVE-3230 ほか）を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が 2Pd を上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> <li>・ 胴部等（構造不連続部）</li> </ul>	規格を用いた評価	試験結果等を用いた評価
規格を用いた評価	試験結果等を用いた評価		

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>電共研で実施した有限要素法による代表プラントでの結果を用い、破損圧力の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が2Pdを上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 胴部等（ドライウェル基部） <p>既工事計画認可申請書の評価値を用いて200℃、2Pdにおける発生応力を評価し、判定基準「200℃、2Pdにおける発生応力が許容応力を下回ること（疲労累積係数が1以下であること）」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> <li>・ ベント管ペローズ <p>設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し、200℃、2Pdにおける疲労累積係数を評価し、通常運転時の疲労累積係数との合計が、判定基準「累積疲労係数が1以下であること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> </ul> <p>b. ドライウェル主フランジ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ボルト、フランジ <p>電共研で実施した有限要素法による代表プラントの結果を用い、破損圧力を評価し、200℃における許容応力の評価を行い、判定基準「200℃における許容応力が2Pdを上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、設計・建設規格（PVE-3700）に準拠し、JIS B 8265に基づいて200℃、2Pdにおけるボルト及びフランジの発生応力を評価し、判定基準「200℃、2Pdにおける発生応力が許容応力を下回ること」による評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> <li>・ シール部 <p>有限要素法解析を用いてドライウェル主フランジにおける開口量を評価し、判定基準「200℃、2Pdにおける開口量が許容開口量以下であること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、改良 EPDM 製シール材について、7日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した結果、200℃、2Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。</p> </li> </ul> <p>c. 機器搬入用ハッチ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 円筒胴 <p>設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における許容圧力の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が2Pdを上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> <li>・ 鏡板 <p>機械工学便覧の座屈評価式に準拠し、座屈圧力を評価し、判定基準「200℃における座屈圧力（許容圧力）が2Pdを上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> <li>・ シール部 <p>有限要素法解析を用いてドライウェル主フランジにおける開口量を評価し、判定基準「200℃、2Pdにおける開口量が許容開口量以下であること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、改良 EPDM 製シール材について、7日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した結果、200℃、2Pdの環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。</p> </li> </ul> <p>d. 所員用エア・ロック</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 円筒胴 <p>設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が2Pdを上回</p> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 隔壁                     <p>既工事計画認可申請書の評価値を用いて、Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が 2Pd を上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> <li>・ シール部                     <p>扉板は、内圧が負荷される面積が大きいことから、てこの原理でガスケット部の微小な開口が予想されるため、圧力による開口量を理論式（機械工学便覧のはりのたわみ計算式）に基づき評価し、判定基準「200℃、2Pd における変位量が許容変位量以下であること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、扉板の改良 EPDM 製シール材について事故時の原子炉格納容器内環境でのシール材劣化特性を考慮してシール機能を評価し、7 日間の健全性が確保されることを確認した。</p> <p>なお、扉以外のシール部については、膨張黒鉛の材料特性、PEEK 材の材料特性及び試験結果並びに改良 EPDM の圧縮永久ひずみ試験結果により評価し、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも 7 日間の健全性が確保されることを確認した。</p> </li> </ul> <p>e. 逃がし安全弁搬出用ハッチ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 円筒胴                     <p>設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における許容圧力の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が 2Pd 上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> <li>・ 鏡板                     <p>機械工学便覧の座屈評価式に準拠し、座屈圧力の評価を行い、判定基準「200℃における許容応力が 2Pd を上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> <li>・ シール部                     <p>逃がし安全弁搬出ハッチの重大事故等時の過温、過圧時におけるフランジ開口量を評価については、貫通部径及び原子炉格納容器内側への突き出し長さから、原子炉格納容器胴部の変形の影響を受けやすい機器搬入口で代表評価していることを確認した。</p> </li> </ul> <p>f. 制御棒駆動機構搬出ハッチ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 円筒胴、鏡板                     <p>設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における許容圧力の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が 2Pd 上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> <li>・ ボルト、フランジ                     <p>設計・建設規格（PVE-3700）に準拠し、JIS B 8265 に基づいて 200℃、2Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価し、判定基準「200℃、2Pd における発生応力が許容応力を下回ること」による評価を実施するとしていることを確認した。</p> </li> <li>・ シール部                     <p>有限要素法解析を用いて制御棒駆動機構搬出ハッチにおける開口量を評価し、判定基準「200℃、2Pd における開口量が許容開口量以下であること」により評価を実施するとしていることを確認した。</p> <p>また、改良 EPDM 製シール材について、7 日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した結果、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも 7 日間の健全性が確保されることを確認した。</p> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>g. 配管貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 接続配管                      代表配管について、設計・建設規格（PPC-3530）を準用し、原子炉格納容器変位に伴う発生応力を評価（許容応力評価を超える場合は、疲労累積係数を評価）し、判定基準「許容応力を下回ること（疲労累積係数1以下であること）」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> <li>・ スリーブ                      設計・建設規格（PVE-3611）を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価し、判定基準「200℃における許容圧力が 2Pd を上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。                      また、スリーブ取付部について、原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重を考慮して、既工事計画認可申請書と同様の手法で発生応力を評価し、判定基準「許容応力を下回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> <li>・ 平板類（ボルト締め平板）                      設計・建設規格（PVE-3410）を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価し、判定基準「200℃における許容圧力が 2Pd を上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> <li>・ 平板類（ボルト、フランジ）                      設計・建設規格（PVE-3700）に準拠し、JIS B 8265 に基づいて 200℃、2Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価し、フランジについて判定基準「発生応力が許容応力以下であること」、ボルトについて「必要総有効断面積がボルトの総有効断面積を下回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> <li>・ 平板類（シール部）                      理論式を用いて、フランジの開口量を評価し、判定基準「200℃、2Pd における変位量が許容変位量以下であること」により評価を実施するとしていることを確認した。                      また、改良 EPDM 製シール材について、7日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能を評価した結果、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。</li> <li>・ セーフエンド                      最大径の貫通部を代表として選定し、設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が 2Pd を上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> <li>・ ベローズ                      既工事計画認可申請書において疲労累積係数が最も大きいベローズを代表として選定し、設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し、200℃、2Pd における疲労累積係数を評価し、判定基準「疲労累積係数が1以下であること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> </ul> <p>h. 電気配線貫通部</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本体（アダプタ及びヘッダ）                      設計・建設規格（PVE-3611 ほか）を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が 2Pd を上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> <li>・ シール材                      電共研、NUPEC 試験等で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> </ul> <p>i. 原子炉格納容器隔離弁</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）																																																				
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧部（窒素ガス制御系バタフライ弁、TIP ボール弁及びパージ弁） 設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に準拠し、弁箱の耐圧機能の評価を行い、判定基準「200℃における許容圧力が2Pdを上回ること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> <li>・シール部（窒素ガス制御系バタフライ弁） 改良 EPDM の環境試験結果（蒸気加熱漏洩試験）を確認し、判定基準「シール部が健全であること」により評価を実施するとしていることを確認した。</li> <li>・シール部（TIP ボール弁及びパージ弁） 改良 EPDM 製シール材について、7日間劣化させた状態の圧縮永久ひずみ率を基に許容開口量を算出してシール機能の評価した結果、200℃、2Pd の環境下において、少なくとも7日間の健全性が確保されることを確認した。</li> </ul>																																																				
<p>(4) 各評価対象の評価結果は判定基準を満足しているか。</p> <p>(i) 上記(3)で示した評価方法に基づき、各評価対象は判定基準を満足していることを確認する。</p>	<p>(i) 各評価対象は判定基準を満足していることを以下のとおり確認した。</p> <p>島根原子力発電所2号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（ドライウェル主フランジ、ハッチ類）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pd の環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認した。さらに、第2表のとおり、評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度の考え方及び2Pdに対する裕度を確認した。</p> <p>補足説明資料（別紙-3 改良 EPDM 製シール材の実機を模擬した小型フランジ試験について）等において、改良 EPDM 材の試験の詳細と結果が示されている。</p> <p style="text-align: center;"><b>第2表 評価対象機器が有する限界温度・限界圧力に対する裕度</b></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価対象</th> <th>想定される機能喪失要因</th> <th>裕度の考え方</th> <th>2 Pd に対する裕度（評価結果）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">①</td> <td rowspan="3">原子炉格納容器本体</td> <td>胴部等</td> <td>延性破壊（一般部）</td> <td>設計・建設規格(PVE-3230 他)を準用し、2/3Su 値(200℃)に相当する許容圧力を評価。</td> <td>約 1.2（円筒胴の許容圧力と 2 Pd との比較）</td> </tr> <tr> <td>延性破壊（構造不連続部）</td> <td>電共研で実施した有限要素法による代表プラントでの結果を用い、破損圧力を評価。</td> <td>約 2.0（機器搬入用ハッチ取付部の2倍勾配法による破損圧力と 2 Pd との比較）</td> </tr> <tr> <td>延性破壊（ドライウェル基部）</td> <td>既工事計画認可申請書の評価値を用いて 200℃、2 Pd における発生応力を評価。</td> <td>約 13.8（疲労累積係数と許容値 1 との比較）</td> </tr> <tr> <td>ベント管ペローズ</td> <td>疲労破壊</td> <td>設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し、200℃、2 Pd における疲労累積係数を評価。</td> <td>約 3.2（疲労累積係数と許容値 1 との比較）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">②</td> <td rowspan="2">ドライウェル主フランジ</td> <td>延性破壊（ボルト、フランジ）</td> <td>電共研で実施した有限要素法による代表プラントの結果を用い、破損圧力を評価。 設計・建設規格（PVE-3700）に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200℃、2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。</td> <td>約 2.1（2倍勾配法による破損圧力と 2 Pd との比較） 約 1.4（締め付けボルトの発生応力と許容応力との比較）</td> </tr> <tr> <td>変形、高温劣化（シール部）</td> <td>シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。</td> <td>－（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">③</td> <td rowspan="3">ハッチ類（機器搬入用ハッチ）</td> <td>延性破壊（円筒胴）</td> <td>設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における許容圧力を評価。</td> <td>約 3.9（許容圧力と 2 Pd との比較）</td> </tr> <tr> <td>座屈（鏡板）</td> <td>機械工学便覧の座屈評価式を準用し、座屈圧力を評価。</td> <td>約 7.5（許容圧力と 2 Pd との比較）</td> </tr> <tr> <td>変形、高温劣化（シール部）</td> <td>シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。</td> <td>－（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ハッチ類（所員用エア・ロック）</td> <td>延性破壊（円筒胴）</td> <td>設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価。</td> <td>約 4.3（許容圧力と 2 Pd との比較）</td> </tr> <tr> <td>延性破壊（隔壁）</td> <td>既工事計画認可申請書の評価値を用いて、Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価。</td> <td>約 1.3（許容圧力と 2 Pd との比較）</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>変形、高温劣化（シール部）</td> <td>シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。</td> <td>－（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）</td> </tr> </tbody> </table>	評価対象		想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2 Pd に対する裕度（評価結果）	①	原子炉格納容器本体	胴部等	延性破壊（一般部）	設計・建設規格(PVE-3230 他)を準用し、2/3Su 値(200℃)に相当する許容圧力を評価。	約 1.2（円筒胴の許容圧力と 2 Pd との比較）	延性破壊（構造不連続部）	電共研で実施した有限要素法による代表プラントでの結果を用い、破損圧力を評価。	約 2.0（機器搬入用ハッチ取付部の2倍勾配法による破損圧力と 2 Pd との比較）	延性破壊（ドライウェル基部）	既工事計画認可申請書の評価値を用いて 200℃、2 Pd における発生応力を評価。	約 13.8（疲労累積係数と許容値 1 との比較）	ベント管ペローズ	疲労破壊	設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し、200℃、2 Pd における疲労累積係数を評価。	約 3.2（疲労累積係数と許容値 1 との比較）	②	ドライウェル主フランジ	延性破壊（ボルト、フランジ）	電共研で実施した有限要素法による代表プラントの結果を用い、破損圧力を評価。 設計・建設規格（PVE-3700）に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200℃、2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。	約 2.1（2倍勾配法による破損圧力と 2 Pd との比較） 約 1.4（締め付けボルトの発生応力と許容応力との比較）	変形、高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	－（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）	③	ハッチ類（機器搬入用ハッチ）	延性破壊（円筒胴）	設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における許容圧力を評価。	約 3.9（許容圧力と 2 Pd との比較）	座屈（鏡板）	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、座屈圧力を評価。	約 7.5（許容圧力と 2 Pd との比較）	変形、高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	－（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）	ハッチ類（所員用エア・ロック）	延性破壊（円筒胴）	設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価。	約 4.3（許容圧力と 2 Pd との比較）	延性破壊（隔壁）	既工事計画認可申請書の評価値を用いて、Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価。	約 1.3（許容圧力と 2 Pd との比較）			変形、高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	－（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）
評価対象		想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2 Pd に対する裕度（評価結果）																																																	
①	原子炉格納容器本体	胴部等	延性破壊（一般部）	設計・建設規格(PVE-3230 他)を準用し、2/3Su 値(200℃)に相当する許容圧力を評価。	約 1.2（円筒胴の許容圧力と 2 Pd との比較）																																																
		延性破壊（構造不連続部）	電共研で実施した有限要素法による代表プラントでの結果を用い、破損圧力を評価。	約 2.0（機器搬入用ハッチ取付部の2倍勾配法による破損圧力と 2 Pd との比較）																																																	
		延性破壊（ドライウェル基部）	既工事計画認可申請書の評価値を用いて 200℃、2 Pd における発生応力を評価。	約 13.8（疲労累積係数と許容値 1 との比較）																																																	
	ベント管ペローズ	疲労破壊	設計・建設規格（PVE-3810）に準拠し、200℃、2 Pd における疲労累積係数を評価。	約 3.2（疲労累積係数と許容値 1 との比較）																																																	
②	ドライウェル主フランジ	延性破壊（ボルト、フランジ）	電共研で実施した有限要素法による代表プラントの結果を用い、破損圧力を評価。 設計・建設規格（PVE-3700）に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200℃、2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。	約 2.1（2倍勾配法による破損圧力と 2 Pd との比較） 約 1.4（締め付けボルトの発生応力と許容応力との比較）																																																	
		変形、高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	－（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）																																																	
③	ハッチ類（機器搬入用ハッチ）	延性破壊（円筒胴）	設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、200℃における許容圧力を評価。	約 3.9（許容圧力と 2 Pd との比較）																																																	
		座屈（鏡板）	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、座屈圧力を評価。	約 7.5（許容圧力と 2 Pd との比較）																																																	
		変形、高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	－（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）																																																	
	ハッチ類（所員用エア・ロック）	延性破壊（円筒胴）	設計・建設規格（PVE-3230）を準用し、2/3Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価。	約 4.3（許容圧力と 2 Pd との比較）																																																	
		延性破壊（隔壁）	既工事計画認可申請書の評価値を用いて、Su 値（200℃）に相当する許容圧力を評価。	約 1.3（許容圧力と 2 Pd との比較）																																																	
		変形、高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	－（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）																																																	

審査の視点及び確認事項		確認結果（島根2号）				
	③	ハッチ類 (逃がし安全弁搬出用ハッチ)	延性破壊 (円筒胴)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、200℃における許容圧力を評価。	約 6.7 (許容圧力と 2 Pd との比較)	
			座屈 (鏡板)	機械工学便覧の座屈評価式を準用し、座屈圧力を評価。	約 17.4 (許容圧力と 2 Pd との比較)	
			変形, 高温劣化 (シール部)	機器搬入用ハッチで代表評価。		
		ハッチ類 (制御棒駆動機構搬出ハッチ)	延性破壊 (円筒胴, 鏡板)	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。	約 13.1 (許容圧力と 2 Pd との比較)	
			延性破壊 (ボルト, フランジ)	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200℃, 2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。	約 2.3 (フランジの発生応力と許容応力との比較)	
			変形, 高温劣化 (シール部)	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価。	－ (圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)	
		④	配管貫通部 (接続配管)	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格 PPC-3530 を準用し、原子炉格納容器変位に伴う発生応力を評価。許容応力評価を超える場合は、疲労累積係数を評価。	約 2500 (疲労累積係数と許容値 1 との比較)
				配管貫通部 (スリーブ)	設計・建設規格 (PVE-3611) を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。 原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重を考慮して、既工事計画認可申請書と同様の手法で発生応力を評価。	約 3.2 (許容圧力と 2 Pd との比較) 約 1.3 (発生応力と許容応力との比較)
			配管貫通部 (平板類)	延性破壊 (ボルト締め平板)	設計・建設規格 (PVE-3410) を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。	約 1.9 (許容圧力と 2 Pd との比較)
				延性破壊 (フランジ)	設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200℃, 2 Pd におけるボルト及びフランジの発生応力を評価。	約 2.6 (締め付けボルトの発生応力と許容応力との比較)
	延性破壊 (ボルト)			設計・建設規格 (PVE-3700) に準拠し、J I S B 8265 に基づいて 200℃, 2 Pd におけるボルトの必要総有効断面積を評価	約 1.8 (総有効断面積と必要総有効断面積の比較)	
	配管貫通部 (セーフエンド)		延性破壊	設計・建設規格 (PVE-3230) を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。	約 5.5 (許容圧力と 2 Pd との比較)	
	④	配管貫通部 (ベローズ)	疲労破壊	設計・建設規格 (PVE-3810) に準拠し、200℃, 2 Pd における疲労累積係数を評価。	約 1.1 (疲労累積係数と許容値 1 との比較)	
			電気配線貫通部	延性破壊 (アダプタ, ヘッダ)	設計・建設規格 (PVE-3611 他) を準用し、2/3Su 値 (200℃) に相当する許容圧力を評価。	約 10.4 (許容圧力と 2 Pd との比較)
		高温劣化 (シール部)		電共研, N U P E C 試験等で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき評価	－ (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)	
		⑤	原子炉格納容器隔離弁	延性破壊 (耐圧部)	設計・建設規格 (弁の圧力温度基準に基づく評価) に準拠し、耐圧機能を評価	約 1.5 (許容圧力と 2 Pd との比較)
				高温劣化 (シール部)	シール部について試験結果に基づき評価	－ (開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難)

4. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器内部に設置されている貫通部等は限界圧力・温度の環境下においても閉じ込め機能を維持できる結果となっているか。</p> <p>(i) 1.～3.の内容を踏まえ、原子炉格納容器は限界温度・圧力の環境下においても機能を維持できることを確認。</p>	<p>第37条第2項は、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。</p> <p>同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(i)の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（ドライ条件に換算して水素濃度が13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。）</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>上記の評価項目(a)及び(b)において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこととしている。</p> <p>申請者は、上記の評価項目(a)及び(b)について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する圧力（以下「限界圧力」という。）及び温度（以下「限界温度」という。）として最高使用圧力の2倍(2Pd)及び200℃を定めている。その根拠として、原子炉格納容器本体及び実機条件下でリークパスとなる可能性が考えられるドライウェル主フランジ部、エアロック、配管貫通部等を対象として、設計・建設規格に基づく評価結果、評価対象機器を模擬した試験体による実測値及び有限要素法による解析結果を示した。</p> <p>以上のことから、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。</p> <p>具体的には、島根原子力発電所2号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器の開口部（ドライウェル主フランジ、ハッチ類）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下において構造健全性を有していること、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部について、200℃、2Pdの環境下での機能を維持できることから、原子炉格納容器は限界温度・限界圧力の環境下においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p>

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(1/5)

評価対象機器／ 機能喪失要因		脆性破壊	疲労破壊	座屈	延性破壊	変形	シール機能低下
原子炉格納容器本体	胴部等（一般部、構造不連続部、ドライウエル基部）	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊及び ドライウエル基部を固定端とする熱変形に伴う延性破壊	—	—
	ベント管ペローズ	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	○ 通常運転時に累積される低サイクル疲労に加え、重大事故等時に累積される低サイクル疲労による疲労破壊	—	—	—	—
ドライウエル主フランジ	フランジ（ボルト、フランジ）	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—	○ 高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊	—	—
	シール部	—	—	—	—	○ フランジ部の変形	○ シール材の高温劣化

凡例

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



表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(2/5)

評価対象機器／ 機能喪失要因		脆性破壊	疲労破壊	座屈	延性破壊	変形	シール機能低下
機器 搬入 用ハ ッチ	円筒胴	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊	—	—
	鏡板	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 鏡板の座屈	× 内圧による過度な塑性変形が生 じない	—	—
	シール部	—	—	—	—	○ フランジ部の変形	○ シール材の高温劣化
所員 用エ ア・ ロッ ク	円筒胴、隔壁	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊	—	—
	シール部（扉以外）	—	—	—	—	○ 扉の変形	○ シール材の高温劣化

凡例

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

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(3/5)

評価対象機器／ 機能喪失要因	脆性破壊	疲労破壊	座屈	延性破壊	変形	シール機能低下	
逃 が し 安 全 弁 搬 出 入 口	円筒胴	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊	—	—
	鏡板	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 鏡板の座屈	× 内圧による過度な塑性変形が生 じない	—	—
	シール部	—	—	—	—	○ フランジ部の変形	○ シール材の高温劣化
制 御 棒 駆 動 機 構 搬 出 ハ ッ チ	円筒胴、鏡板	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 有意な圧縮力が生じない	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊	—	—
	ボルト、フランジ	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊	—	—
	シール部	—	—	—	—	○ フランジ部の変形	○ シール材の高温劣化

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

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(4/5)

評価対象機器／ 機能喪失要因	脆性破壊	疲労破壊	座屈	延性破壊	変形	シール機能低下
接続配管	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 圧縮力が生じない	○ 原子炉格納容器の変位による 曲げ荷重に伴う延性破壊	—	—
スリーブ（スリーブ本 体、スリーブ取付け 部）	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊	—	—
平板類（ボルト締め平 板、ボルト、フラン ジ）	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形	—	—
平板類（シール部）	—	—	—	—	○ フランジ部の変形	○ シール材の高温劣化
セーフエンド	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊	—	—
ベローズ	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	○ 通常運転時に累積される 低サイクル疲労に加えて重大事 故等時に累積される低サイクル 疲労による疲労破壊	—	—	—	—

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

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(5/5)

評価対象機器／ 機能喪失要因		脆性破壊	疲労破壊	座屈	延性破壊	変形	シール機能低下
電気配線貫通部	スリーブ (配管貫通部（スリーブ）で評価)						
	アダプタ、ヘッダ	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊	—	—
	シール部	—	—	—	—	—	○ シール材の高温劣化
原子炉格納容器隔離弁	耐圧部	× 脆性破壊が生じる 温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態での内圧による過度な 塑性変形に伴う延性破壊	—	—
	シール部	—	—	—	—	—	○ シール材の高温劣化

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

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.0）

（1）重大事故等対処設備に係る事項	1.0-2
①切り替えの容易性	1.0-2
②アクセスルートの確保	1.0-2
（2）復旧作業に係る要求事項	1.0-6
①予備品等の確保	1.0-6
②予備品等の保管場所	1.0-7
③予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保	1.0-7
（3）支援に係る要求事項	1.0-8
（4）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備	1.0-10
①手順書の整備	1.0-10
②教育及び訓練の実施	1.0-15
③体制の整備	1.0-17

1.0 共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

①切り替えの容易性

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

②アクセスルートの確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】                      発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>（基本的な考え方）</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認する方針であることを確認する。なお、可搬型重大事故等対処設備を保管のための施設内に保管する場合には、搬出する設備が当該設備以外のものから悪影響を受けることなく搬出できるよう、施設内の設備の配置に配慮し、複数の扉を設ける等の方針であ</p>	<p>1. 「アクセスルートの確保」について、以下の方針にしたがって実施するとしていることを確認した。</p> <p>アクセスルートの確保について、<b>重大事故等防止技術的能力基準1.0項（1）②に</b>のっとり実施する。</p> <p>なお、申請者は、アクセスルートの確保について、「屋外アクセスルートの確保」と「屋内アクセスルートの確保」に分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>（基本的な考え方）</p> <p>① <b>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルート（土石流による影響を受けないアクセスルートを含む。）を確認する方針であること。</b></p> <p>また、屋外及び屋内において、アクセスルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>ることを確認する。確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなされていることに留意する。</p> <p>②アクセスルートの確保にあたり、想定される自然現象等を考慮していることを確認する。</p> <p>③アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p> <p>④重大事故が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤アクセスルートの確保は、設計で対応することを基本とするが、運用が整備されないと車両等の通行性が確保されない場合は、通行に支障が無いよう考慮した運用の方針が示されていることを確認する。</p>	<p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、発電所構内の地形や敷地の使用状況等の特徴を踏まえた、屋内外のアクセスルート確保の考え方が示されている。</p> <p>②想定する自然現象として、12事象<sup>※1</sup>を考慮し、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として、8事象<sup>※2</sup>を選定するとともに、重大事故時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>※1 12事象：地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象          ※2 8事象：飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、想定する自然現象等とその選定の考え方並びにそれらがアクセスルート等へ与える影響評価結果が示されている。</p> <p>③屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、<b>障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管し、それを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であること。</b></p> <p>④屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段の確保をし、作業環境を考慮する。</p> <p>⑤アクセスルートの確保は、障害物除去等を除き、設計で対応する。</p>
<p>2. 屋外アクセスルートの確保</p> <p>①屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>②屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保しているか確認する。</p>	<p>2. 「屋外アクセスルートの確保」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p> <p>①重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（大量送水車、可搬型代替交流電源設備、可搬式モニタリング・ポスト等）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>②屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、液状化に伴う浮き上がり並びに地下構造物の損壊）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。          また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。          津波の影響については、基準津波の影響を受けない防波壁の内側いアクセスルートを確保する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③屋外アクセスルートの確保にあたり、想定する自然現象等による影響を想定し、複数のアクセスルートを確保するとしているか確認する。</p> <p>④アクセスルート上における被害想定（斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、段差、溢水、火災等）を明確にし、車両の通行を考慮した補強、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>地滑り・土石流に対しては、複数のアクセスルート確保に加え、地滑り・土石流の影響を受けないアクセスルートを確保する。</p> <p>③屋外アクセスルートは、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>④屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。 地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。 液状化、揺すり込みによる不等沈下及び地中埋設物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、アクセスルートに影響がある場合はあらかじめ段差緩和対策を実施する。 想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、ホイールローダ等の重機による段差箇所の復旧により、通行性を確保する。 屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪又は火山の影響に対しては、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保する。 屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物・危険物管理）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.2）では、地震時に期待する屋外アクセスルートの成立性を確認するため、アクセスルート確保に影響を与えると想定されている構造物等を網羅的に抽出し、波及的影響の観点から評価を行っている。</p>
<p>3. 屋内アクセスルートの確保</p> <p>①重大事故発生時における屋内アクセスルートを確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>②地震による転倒、地震による内部溢水（溢水の汚染を含む）、地震による内部火災等、想定する自然現象等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③屋内アクセスルートの確保にあたり、重大事故等時の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定（放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等）を明確にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>3. 「屋内アクセスルートの確保」のための方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（可搬型計測器、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ等）の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せてその他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>② 屋内アクセスルートは、自然現象として選定する地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する。 また、発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として選定する飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。 また、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。 屋内アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については、「添付書類八 1.6.1.2 火災発生防止に係る設計方針」に示す。 機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）では、重大事故等時に必要となる屋内での現場作業場所までのアクセス性について、地震被害（損壊・損傷）、地震随伴火災、地震随伴溢水を評価し、要求時間内にアクセス可能であることが示されている。</p>

（2）復旧作業に係る要求事項

①予備品等の確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 予備品等の確保</p> <p><b>【要求事項】</b>                      発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p><b>【解釈】</b>                      1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>①優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>②有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p> <p>③予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「予備品等の確保」について、</p> <p>①優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保する」としていることを確認した。                      具体的には以下の方針であることを確認した。                      ○短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。                      ○単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。                      ○復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</p> <p>②多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めること」としていることを確認した。</p> <p>③予備品の取替え作業に必要な資機材として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機及び夜間その他の作業環境の対応を想定した照明機器をあらかじめ確保するとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.3）には、予備品及び予備品の取替えに必要な機材並びにそれらの保管場所が示されている。</p>

②予備品等の保管場所

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 予備品等の保管場所</p> <p><b>【要求事項】</b> 発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>①予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であることを確認。</p>	<p>1. 「保管場所の確保」について、</p> <p>①<b>重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（2）②</b>にのっとり、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.3）には、保管場所選定の考え方、保管場所設定における事前対策が示されている。</p>

③予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保

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

（3）支援に係る要求事項

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 支援に係る要求事項</p> <p><b>【要求事項】</b>                      発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。                      また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。                      さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> <p>① 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認する。</p> <p>② プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であることを確認する。</p> <p>③ 発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認する。</p>	<p>1. 「支援に係る要求事項」について、以下の方針で実施していることを確認した。</p> <p>① 重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、<b>発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、</b>重大事故等対策を実施し、<b>事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。</b>重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.4）では、上記に示す、あらかじめ用意された手段を整理するとともに、発電所構内に確保している燃料及び必要な資機材が、その選定の考え方を含めて示されている。</p> <p>② <b>プラントメーカー、協力会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、</b>重大事故等時の支援及び燃料の供給の協定を締結する。                      重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部が発足し、協力体制が整い次第、プラントメーカーからは事故収束及び復旧対策に関する技術支援、協力会社からは事故収束及び復旧対策に必要な要員等の支援、燃料及び資機材の輸送支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給支援を受けられるように支援計画を定める。                      資機材等の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプタ運航会社と協力協定を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに、中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。                      原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにするほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット、無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.4）では、事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材が示されている。</p> <p>③ <b>本発電所は、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等）、予備品、燃料等について</b>支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう、<b>事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であること。</b>                      また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食糧、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>補足説明資料（添付資料 1.0.4）では、原子力事業所災害対策支援拠点の候補地及び同拠点における必要な資機材、通信機器等の整備状況等が示されている。</p>

（4）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

①手順書の整備

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>○原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器フィルタベント系の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備し、この運転操作手順書に従い、緊急時対策本部長の権限と責任において、当直副長が格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。</p> <p>○全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>○その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>○重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p>
<p>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</p> <p><b>【解釈】</b> c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> <p>①財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。</p> <p>②当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。</p> <p>③発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。</p>	<p>3. 「財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①重大事故等対策の実施において、<b>財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。</b></p> <p>②重大事故等発生時の運転操作において、<b>当直副長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転操作手順書に整備する方針であること。</b></p> <p>③重大事故等発生時の緊急時対策本部の活動において、重大事故等対策を実施する際に、<b>発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、同方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。</b></p>
<p>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</p> <p><b>【解釈】</b> d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>①事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>4. 「手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①<b>事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。</b> 具体的には、次の様な手順等を整備するとしている。</p> <p>○重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の運転員及びその他の緊急時対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書を適切に定める。</p> <p>○緊急時対策本部用手順書には、火山の影響（降灰）、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰、竜巻時の個縛等の対処を行う手順についても整備する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>②運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>○運転操作手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。 ○緊急時対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p> <p>②運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。</p> <p>具体的な主な移行基準等は、以下のとおりとしている。</p> <p>○異常又は事故発生時は、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」により初期対応を行う。 ○事象が進展した場合には、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」の記載に従い、「事故時操作要領書（事象ベース）」に移行する。 ○「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」又は「事故時操作要領書（事象ベース）」による対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能及び原子炉格納容器の健全性）を常に監視し、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（徴候ベース）」の導入条件が成立した場合には、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（徴候ベース）」に移行する。</p> <p>ただし、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（徴候ベース）」の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（事象ベース）」に具体的内容を定めている対応については、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（事象ベース）」を参照する。</p> <p>異常又は事故が収束した場合は、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（徴候ベース）」に従い復旧の措置を行う。</p> <p>○異常時の操作に関する「事故時操作要領書（徴候ベース）」による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、緊急時における運転操作に関する「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」に移行する。</p>
<p>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>①重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、手順書に明記する方針であること。</p> <p>②重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する方針であること。</p> <p>③有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する手順書に整理する方針であること。</p>	<p>5. 「状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備」について、以下の方針に従い手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>①重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することが必要である計測可能なパラメータをあらかじめ発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に明記する方針であること。</p> <p>整理に当たっては、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認の可否、記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転操作手順書に明記する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を緊急時対策本部用手順書に明記する。</p> <p>②重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に整理する方針であること。</p> <p>③有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員が使用する運転操作手順書及び緊急時対策要員が使用する緊急時対策本部用手順書に整理する方針であること。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>具体的には、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転操作手順書に整理する。</p> <p>また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策要員運転員を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、緊急時対策本部用手順書に整理する。</p>
<p>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</p> <p><b>【解釈】</b> f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応（例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作）等ができる手順を整備する方針であること。</p> <p>(1) 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>①重大事故を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。</p> <p>②前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>6. 「前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順」について、以下の方針に従い手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>①前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。</p> <p>②降下火砕物の到達や土石流の発生等の前兆事象を伴う事象について、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。</p> <p>具体的には、以下に示す手順等を整備するとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○降下火砕物の降灰が想定される場合には、火山の情報を把握し、監視体制、連絡体制の強化を行う手順を整備する。また、降灰が確認された場合には、除灰等を行う手順を整備する。</li> <li>○台風進路に想定される場合には、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する手順を整備する。</li> <li>○竜巻の発生が予測される場合には、車両の退避又は固縛の実施、クレーン作業の中止、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する手順を整備する。</li> <li>○土石流の発生が想定される場合には、監視カメラ及び巡視による監視強化を行う手順を整備する。また、土石流の発生により淡水源が使用できない場合を想定し、海を水源とした対応手順を整備する。</li> <li>○その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</li> </ul> <p>なお、大津波警報が発令された場合の対応については、次項に示す。</p>
<p>(2) (1) で選定した前兆事象のうち大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>①大津波時の対応操作について、プラント停止の判断基準が明確である手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>(2)</p> <p>①大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であることとしており、プラント停止の判断基準を明確にした手順書を整備する方針を確認した。</p> <p>具体的には、大津波警報が発令された場合、発電用原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台への避難指示、水密扉の閉止確認を行い、津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。また、引き波により取水槽水位が低下した場合等、発電用原子炉の運転継続に支障がある場合に、発電用原子炉を手動停止する手順を整備する。</p>
<p>7. 有毒ガス発生時の防護措置に係る手順の整備</p> <p><b>【解釈】</b> g) 有毒ガス発生時の原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員、緊急時</p>	<p>7. 「有毒ガス発生時の防護措置に係る手順の整備」について、以下の方針に従い手順を整備する方針としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>対策所において重大事故等に対処するために必要な要員並びに重大事故等対処上特に重要な操作（常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続をいう。）を行う要員（以下「運転・対処要員」という。）の防護に関し、次の①から③までに掲げる措置を講じることを定める方針であること。</p> <p>① 運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順を整備すること。</p> <p>② 予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員並びに緊急時対策所において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員のうち初動対応を行う者に対する防護具の着用等運用面の対策を行うこと。</p> <p>③ 設置許可基準規則第62条等に規定する通信連絡設備により、有毒ガスの発生を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせること。</p> <p>（1）有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順</p> <p>①スクリーニング評価等により特定された対象発生源ごとに、運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を判断基準値以下とするための手順が整備される方針であることを確認する。</p> <p>（2）予期せず発生する有毒ガスに関する対策</p> <p>①予期せず発生する有毒ガスに関する対策として、運転・初動要員に対して必要な防護具の着用等の防護のための手順が整備される方針であることを確認する。</p> <p>a. 防護のための手順が整備される方針であること。</p> <p>（3）通信連絡設備による伝達</p> <p>①有毒ガスの発生を認知した場合の発電所内の必要な要員に周知する手順が整備される方針であることを確認する。</p> <p>a. 対象発生源がある場合における通信連絡設備による伝達の手順及び体制が整備される方針であること。</p> <p>b. 予期せず発生する有毒ガスに対する通信連絡設備による伝達の手順及び体制が整備される方針であること。</p>	<p>（1）</p> <p>①有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する方針であること。敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（固定源）に対しては、緊急時対策要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（可動源）に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。</p> <p>補足説明資料において、敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る実施体制及び手順が示されている（別紙11-2）。</p> <p>（2）</p> <p>①予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順と体制を整備する方針であること。</p> <p>a. 補足説明資料において、予期せず発生する有毒ガスからの防護に係る実施体制及び手順が示されている（別紙12-1）。</p> <p>（3）</p> <p>①有毒ガスの発生による異常を検知した場合、通信連絡設備により、有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する方針であること。</p> <p>a. 補足説明資料において、敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る連絡体制及び手順が示されている（別紙11-2）。</p> <p>b. 補足説明資料において、予期せぬ有毒ガスの発生を知らせるための実施体制及び手順が示されている（別紙12-1）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
c. 使用する通信連絡設備は、設置許可基準規則に適合するものを使用する方針であること。	c. 補足説明資料において、通信連絡設備は、設置許可基準規則（設置許可基準規則第35条、第62条）への適合性を図る方針であることが示されている。

②教育及び訓練の実施

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状態に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策における手順について、重大事故等対策に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>① 重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p> <p>② 重大事故等対策に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>③ 教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p>	<p>1. 「教育及び訓練の実施方針」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>重大事故等対策は、発電用原子炉施設の状態に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する方針であること。</p> <p>具体的には、</p> <p>① 教育訓練の内容について、重大事故等時にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることができる教育及び訓練を行う。</p> <p>② 教育訓練を計画的に実施することについて、重大事故等に対処する要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施すること、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上実施する。</p> <p>③ 教育訓練の対象者の明確化について、「第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性」に、重大事故時の対応手段ごとの対象者、必要な要員数及び想定時間を明示する。また、同表に示す必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるように、教育及び訓練により、効率的かつ確実に実施できることを確認する。</p>
<p>(2) (1)により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p> <p>① 力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p>	<p>① 必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度及び内容で計画的に実施することにより、重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図るとしていることを確認した。</p> <p>また、力量評価の考え方については、以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 重大事故等に対処する要員に対し必要な教育及び訓練を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。</li> <li>○ 各要員の役割に応じた教育及び訓練を計画的に繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。</li> <li>○ 重大事故等に対処する要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上実施する。</li> </ul>
<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに</p>	<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるように、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>に、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。                      その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。</li> <li>2. 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。</li> </ol>	<p>具体的には、知識ベースの教育及び訓練について、運転員に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。また、重大事故等時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練を実施する。</p> <p>実施組織の緊急時対策要員に対しては、要員の役割に応じて、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した注水確保の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法の習得を図るための訓練を、訓練ごとに頻度を定めて実施する。訓練は、訓練ごとの訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。</p> <p>実施組織及び支援組織の緊急時対策要員に対しては、要員の役割に応じて、重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の緊急時対策本部の機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。</p>
<p>(2) 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>①個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p>	<p>①実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習について、<b>現場作業を行う緊急時等対策要員と運転員が連携して一連の活動を行う訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であること</b>を確認した。</p> <p>具体的には、現場作業に当たっている緊急時対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるように、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施することを確認した。</p> <p>重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画的に実施していることを確認した。</p> <p>なお、これらの教育及び訓練の実施にあたり、計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図っていることを確認した。</p>
<p>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</p> <p><b>【解釈】</b>                      c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>①発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p>	<p>3. 「保守点検活動を通じた訓練の実施」について、以下の方針に従って実施していることを確認した。</p> <p>①保守訓練の実施にあたり、<b>普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する方針であること。</b></p> <p>具体的には、運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。緊急時対策要員は、要員の役割に応じて、訓練施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らも実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場において巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業要領書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。</p>
<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</p> <p><b>【解釈】</b>                      d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>①重大事故等発生時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすること</p>	<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施について</p> <p>①<b>高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針である</b>としていることを確認した。</p>

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

③体制の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <p><b>【解釈】</b>                      3 体制の整備は、以下によること。                      a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>①重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。</p> <p>②専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。</p>	<p>1. 「役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針に従い、実施するとしていることを確認した。</p> <p>①<b>重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。</b>                      重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時警戒体制、緊急時非常体制又は緊急時特別非常体制（以下総称して「緊急時体制」という。）を発令し、重大事故等に対処する要員の非常招集及び通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。                      緊急時対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、組織が効率的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を考慮した機能班を構成する。実施組織は、プラント監視統括及び復旧統括を配置し、プラント監視統括のもとプラント監視班及び当直（運転員）を、復旧統括のもと復旧班及び自衛消防隊を構成する。技術支援組織は、技術統括を配置し、技術班及び放射線管理班で構成する。運営支援組織は、広報統括、情報統括及び支援統括を配置し、報道班、対外対応班、情報管理班、通報班、支援班及び警備班で構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。</p> <p>②<b>専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。</b>                      具体的には、作業班の構成について、通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が緊急時対策本部での事故対応、復旧活動に</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>活かすことができ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行う。</p> <p>③指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。                      具体的には、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p>
<p>2. 実施組織の構成</p> <p>【解釈】                      b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>①実施組織として、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。</p> <p>②実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については「6. 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p>	<p>2. 重大事故等対策を実施する実施組織の構成について、以下のとおり必要な役割分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する方針であることを確認した。</p> <p>①実施組織は、プラント監視統括及び復旧統括を配置し、プラント監視統括のもとプラント監視班及び当直（運転員）を、復旧統括のもと復旧班及び自衛消防隊を構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。                      プラント監視統括は、事故状況の把握の統括並びに事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言を行う。                      復旧統括は、可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧及び消火活動の統括を行う。                      班の構成については以下のとおり。                      a. 事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作を実施する当直（運転員）並びに事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供等を行うプラント監視班                      b. 事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の操作、不具合設備の復旧等を実施する復旧班                      c. 火災発生時に消火活動を実施する自衛消防隊</p> <p>②発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の緊急時対策本部において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性を確保し、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。また、重大事故等対策において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（緊急時対策本部長を含む。）へ指示を行う。</p>
<p>3. 複数号炉の同時被災への対応</p> <p>【解釈】                      c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>①複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、予め定められた指揮命令系統のもと、対応できる方針であることを確認する。</p> <p>②複数号炉で同時に重大事故が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。</p>	<p>3. 「複数号炉の同時被災への対応」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p> <p>①複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、緊急時対策本部長が活動方針を示し、プラント監視統括は、事故影響の緩和及び拡大の防止に必要な運転上の操作への助言の統括を行い、復旧統括は、可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等に対する統括を行うとともに、当直（運転員）は、号炉ごとにそれぞれ運転操作指揮を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。                      具体的には、複数号炉の同時被災時において、当直（運転員）は号炉ごとの運転操作指揮を2号炉は当直副長、1号炉は当直主任が行い、号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。</p> <p>②必要な重大事故等に対処する要員を発電所内に常時確保し、複数号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、原則として号炉ごとに独立した対応ができる体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合の被ばく評価が示されていることを確認する。被ばく評価にあたっては、各々の号炉間の相互影響も考慮した被ばく評価を行うこと。</p> <p>※ 大規模損壊の同時被災に関する審査の視点及び確認事項は、「重大事故防止技術的能力基準2. 1項」に反映している。</p>	<p>具体的には、必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して2号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、1号炉については、1号炉の燃料プールに燃料が保管されているため、1号運転員により1号炉の燃料プールの監視を行うとともに、対応作業までは時間的余裕があるため、夜間及び休日においては参集する緊急時対策要員で対応する。</p> <p>③複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても、①のとおり対応を実施する。</p> <p>④補足説明資料（添付資料1.0.16）にて、複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合における2号炉の重大事故等の対応への影響について示されている。</p>
<p>4. 支援組織の構成</p> <p><b>【解釈】</b> d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>①支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。</p> <p>②技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>③運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「6. 各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p>	<p>4. 「支援組織の構成」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>①緊急時対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。</p> <p>②技術支援組織は、原子炉の運転に関するデータ収集、分析、評価等を行う技術班並びに発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握、影響範囲の評価等を行う放射線管理班で構成すること。</p> <p>③運営支援組織は、報道機関対応の支援を行う報道班、自治体からの問合せ対応等を行う対外対応班、情報の収集、共有等を行う情報管理班、関係機関への通報連絡等を行う通報班、緊急時対策本部の運営支援、資機材及び輸送手段の確保等を行う支援班並びに出入り管理、緊急車両の誘導等を行う警備班で構成すること。</p>
<p>5. 対策本部の設置及び要員の招集</p> <p><b>【解釈】</b> e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> <p>①重大事故等対策の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する</p>	<p>5. 「対策本部の設置及び要員の招集」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>①所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>責任者を配置する方針であることを確認する。</p> <p>②夜間及び休日を含めて重大事故等対策に必要な要員が確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> <p>③夜間及び休日を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p> <p>④新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑤重大事故等対策の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p>	<p>②夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、発電所内に、緊急時対策要員 31 名、運転員 9 名及び自衛消防隊 7 名の合計 47 名を常時確保する方針であること。なお、上記に加え、事象発生後約 8 時間を目途に緊急時対策要員 54 名を確保する方針であること。</p> <p>なお、2号炉運転停止中においては、運転員を7名とする。</p> <p>③夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。</p> <p>非常召集する重大事故等に対処する要員への連絡については、要員招集システム又は電話を活用する。なお、地震の影響による通信障害等が発生し、要員招集システム又は電話を用いて非常召集連絡ができない場合においても、松江市で震度 6 弱以上の地震の発生により、重大事故等に対処する要員は、社内規程に基づき発電所に自動参集する体制を整備する。</p> <p>④病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、<u>所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合</u>は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた<u>重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う</u>。</p> <p><u>重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。</u></p> <p>⑤重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、特定の重大事故等に対処する要員に被ばくが集中しないように、重大事故等に対処する要員を確保する。</p>
<p>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</p> <p><b>【解釈】</b> f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>①重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記 b) 及び d) 項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であること。</p>	<p>6. 「各班の役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>①<u>重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、「(4) ③体制の整備」に示す各班の機能を明確にするとともに、配下の各班の監督責任を有する統括、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する方針であること。</u></p> <p>実施組織は、プラント監視統括及び復旧統括を配置し、プラント監視統括のもとプラント監視班及び当直（運転員）を、復旧統括のもと復旧班及び自衛消防隊を構成する。</p> <p>プラント監視統括は、事故状況の把握の統括並びに事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言を行い、復旧統括は可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧及び消火活動の統括を行う。</p> <p>プラント監視班は、当直（運転員）からの重要パラメータの入手、事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供を行う。</p> <p>当直（運転員）は、事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作を行う。</p> <p>復旧班は、事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作並びに不具合設備の応急措置のための復旧作業方法の作成及び復旧作業の実施を行う。</p> <p>自衛消防隊は、消火活動を行う。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>支援組織は、技術支援組織及び運営支援組織で構成される。</p> <p>技術支援組織は、技術統括を配置し、技術班及び放射線管理班で構成する。</p> <p>技術統括は、原子炉の運転に関するデータの収集、分析及び評価の統括、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成の統括、発電所内外の放射線、放射性物質濃度の状況把握に係る測定の統括を行う。</p> <p>技術班は、原子炉の運転に関するデータの収集、分析及び評価、原子炉の事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転に関する技術的措置、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成を行う。</p> <p>放射線管理班は、発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握に係る測定、放射性物質の影響範囲の推定、緊急時対策活動に係る立入禁止措置、退去措置、除染等の放射線管理、重大事故等に対処する要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染を行う。</p> <p>また、運営支援組織については、広報統括、情報統括及び支援統括を配置し、報道班、対外対応班、情報管理班、通報班、支援班及び警備班で構成する。</p> <p>広報統括は、報道期間対応支援、対外対応活動の統括を行う。</p> <p>報道班は、緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援を行う。</p> <p>対外対応班は、自治体からの問合せ対応、自治体派遣者への支援を行う。</p> <p>情報統括は、関係機関への通報連絡、情報管理等の統括を行う。</p> <p>情報管理班は、情報の収集、共有等を行う。</p> <p>通報班は、関係機関への通報連絡等を行う。</p> <p>支援統括は、緊急時対策本部の運営支援、警備対応の統括を行う。</p> <p>支援班は、緊急時対策本部の運営支援、重大事故等に対処する要員の人員把握、避難誘導、資機材及び輸送手段の確保、救出・医療活動を行う。</p> <p>警備班は、出入り管理及び警備当局対応、緊急車両の誘導を行う。</p>
<p>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</p> <p><b>【解釈】</b> g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>①指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。</p> <p>②指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p>	<p>7. 「指揮命令系統及び代行者の明確化」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>①重大事故等対策の判断については全て発電所にて行うこととし、<b>緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にする。</b></p> <p>②<b>指揮者等</b>（指揮者である緊急時対策本部長の所長（原子力防災管理者）、統括、班長及び当直副長）<b>が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であること。</b></p> <p>具体的には、緊急時対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、統括、班長及び当直副長についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。</p> <p>緊急時対策本部長（原子力防災管理者）が欠けた場合は、副原子力防災管理者が、あらかじめ定めた順位に従い代行する。</p> <p>統括及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については上位の職位を要員が決定することをあらかじめ定める。</p> <p>当直副長が欠けた場合は、当直長が当直副長の職務を兼務することをあらかじめ定める。</p> <p><b>補足説明資料（添付資料 1.0.10）にて、緊急時対策本部長不在時の代行順位について示されている。</b></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>8. 実効的に活動するための設備等の整備</p> <p><b>【解釈】</b>                      h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>実施組織が実効的に活動するため、発電所の状態を確認すること、必要な所内各所への通報連絡ができること、重大事故対処のために夜間等においても現場に移動できること等のために必要な施設及び設備等が適切に抽出され、整備される方針が示されているか。</p> <p>①実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p> <p>②中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>③夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>8. 「実効的に活動するための設備等の整備」について、発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等に対処するため、夜間においても速やかに現場へ移動するため、以下の方針に従い、必要な設備等を整備していることを確認した。</p> <p>①<b>実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、支援組織が、重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、衛星電話設備、無線連絡設備等を備えた緊急時対策所を整備する。</b></p> <p>②<b>実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、有線式通信設備等を整備する。</b></p> <p>③<b>電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるように可搬型照明を整備する。</b></p>
<p>9. 発電所内外への情報提供</p> <p><b>【解釈】</b>                      i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>①原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、必要な設備・体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>②支援組織として、発電所災害対策本部が事故対策に専念できるよう、発電所内外への情報提供についての活動を行う方針であることを確認する。</p>	<p>9. 「発電所内外への情報提供」について、以下の方針で実施していることを確認した。</p> <p>①<b>発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であること。</b></p> <p>②<b>発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、緊急時対策本部の情報管理班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、緊急時対策総本部と緊急時対策本部間において、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、緊急時対策総本部との情報共有を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を緊急時対策総本部で実施し、緊急時対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</b></p>
<p>10. 外部からの支援体制の整備</p> <p><b>【解釈】</b>                      j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p>	<p>10. 外部からの支援体制の整備にあたり、以下の方針に従って実施していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>①発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置するとしていることを確認する。その際、発電所外部に設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する。</p> <p>②発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p> <p>③支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置するとしていることを確認する。</p>	<p>①発電所外部からの支援を受けることができるよう、緊急時体制を発令した場合に緊急時対策総本部を設置する等の体制を整備する方針であること。 緊急時体制は、警戒事態該当事象、原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく特定事象又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合に発令する。</p> <p>②緊急時対策総本部は、原子力部門のみでなく他部門を含めた全社（中国電力ネットワーク株式会社を含む。）体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。</p> <p>③緊急時対策総本部は、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、緊急時対策本部からの情報収集及び社内関係各所への連絡、発電所からの情報及びメーカー等からの情報に基づいた応急措置の検討等を行う統括班、発電所外の放射線レベル、環境への放出放射線エネルギー及び周辺公衆の線量当量の評価を行う放射線班、プラント状況、設備損傷の状況、漏えい量等の情報の入手、事故規模の評価等を行う技術班、プレス発表文の作成、想定Q&amp;Aの作成、プレス発表会場の設置、プレス発表等を行う広報班、食料等の調達、宿泊施設の手配等を行う総務班、警備関係を行う警備班、応急・復旧用資機材及び輸送手段の確保、その他必要な物品の調達を行う資材班、従業員・応援者の健康管理、作業服の調達を行う労務班、送電設備被害・復旧状況の把握、送電設備の応急措置、復旧対策の検討、発電所保安用外部電源の送電確保に係る需給運用を行う外部電源復旧班、保安通信回線の確保等を行う通信班、情報共有システムの維持管理を行う情報システム班、原子力事業所災害対策支援拠点の設営、運営、原子力事業所災害対策支援拠点から原子力施設への資機材の調達、輸送、その他原子力災害対策活動の後方支援を行う支援班、原子力防災活動における関係自治体との連携、原子力事業者間効力協定に基づく他電力との防災活動の連携を行う地域対応班で構成し、技術面及び運営面で支援する方針であること。</p> <p>④緊急時対策総本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援を受けられる体制を整備する方針であること</p>
<p>1 1. 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備</p> <p>【解釈】 k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p> <p>①重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えた検討体制を構築する方針であることを確認する。</p> <p>②中長期的な対応が必要となる具体的な状況を想定し、そのために必要な手段等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>1 1. 「事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備」について、以下の方針にしたがって実施するとしていることを確認した。</p> <p>①重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、緊急時対策総本部が中心となり、プラントメーカー及び協力会社を含めた社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p> <p>②重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備するとともに、主要な設備の取替物品をあらかじめ確保する。 また、重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、事故の収束活動を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を整備する方針であること。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.15）には、事故後の中長期的な対応が求められる対策として、「原子炉格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制の整備について」を挙げている。</p>
<p>1 2. 有毒ガス発生時の防護措置に係る体制の整備</p> <p>【解釈】 l) 運転・対処要員の防護に関し、次の①及び②に掲げる措置を講じるこ</p>	<p>1 2. 「有毒ガス発生時の防護措置に係る体制の整備」について、以下の方針に従い体制を整備する方針としていたことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>とを定める方針であること。</p> <p>① 運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備すること。</p> <p>② 予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員並びに緊急時対策所において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員のうち初動対応を行う者に対する防護具の配備等を行うこと。</p> <p>（1）有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順</p> <p>①スクリーニング評価等により特定された対象発生源ごとに、運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を判断基準値以下とするための手順が整備される方針であることを確認する。</p> <p>（2）予期せず発生する有毒ガスに関する対策</p> <p>①予期せず発生する有毒ガスに関する対策として、運転・初動要員に対して必要な防護具等の配備等の防護のための実施体制が整備される方針であることを確認する。</p> <p>a. 運転・初動要員に対して、必要人数分の防護具等が配備される方針であること。</p> <p>b. バックアップとして供給体制が用意される方針であること。</p> <p>c. 防護のための実施体制が整備される方針であること。</p>	<p>（1）</p> <p>①有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備する方針であること。固定源に対しては、緊急時対策要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。</p> <p>補足説明資料において、敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る実施体制が示されている（別紙11-2）。</p> <p>（2）</p> <p>①予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に対して防護具を配備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう体制を整備する方針であること。</p> <p>a. 補足説明資料において、酸素呼吸器及び酸素ポンベの必要数、配置場所等が示されている（第5.2.1-1表、第5.2.1-2表）。</p> <p>b. 補足説明資料において、敷地外がからの酸素ボンベバックアップの供給体制が示されている（別紙12-2）。</p> <p>c. 補足説明資料において、予期せず発生する有毒ガスからの防護に係る実施体制及び手順が示されている（別紙12-1）。</p>

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.1及び設置許可基準規則第44条）

I	要求事項の整理	1.1-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.1-4
1.1.1	対応手段と設備の選定	1.1-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.1-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.1-4
1.1.2	重大事故等時の手順等	1.1-9
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等	1.1-9
	a. 第44条等の規制要求に対する設備及び手順	1.1-9
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順	1.1-10
	(2) 優先順位について	1.1-11
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.1-11
1.1.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.1-14
	(1) 【技術的能力】代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	1.1-14
	(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】ほう酸水注入	1.1-16
	(3) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	1.1-17
	(4) 【自主対策】原子炉手動スクラムPB、原子炉モード・スイッチ「停止」による原子炉緊急停止	1.1-18
	(5) 【自主対策】選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	1.1-18
	(6) 【自主対策】制御棒手動操作・監視系による制御棒挿入	1.1-19
	(7) 【自主対策】スクラムテストスイッチによる制御棒挿入	1.1-19
	(8) 【自主対策】原子炉保護系電源スイッチの操作による制御棒挿入	1.1-20
	(9) 【自主対策】スクラムパイロット弁用制御空気の排気の操作による制御棒挿入	1.1-20
	(10) 【自主対策】原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	1.1-20
	(11) 優先順位	1.1-21

## I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない</p>	<p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。</p> <p>(2) PWR</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
い。	a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。 b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.5 原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力抑制</li> <li>・ ほう酸水注入</li> <li>・ ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による原子炉出力急上昇防止</li> </ul>

## II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・ 第44条及び重大事故等防止技術的能力基準1.1項（以下「第44条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・ 有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.1.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>① 機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失原因対策分析の結果（「第1.1-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系故障として、原子炉保護系を想定すること、サポート系故障（電源喪失又は計装用圧縮空気喪失）は、原子炉保護系の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しないとしていることを確認した。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第44条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.1-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第44条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対する手順」のとおり。</p> <p>第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等</p> <p>② センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路</p> <p>③ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプを機能の代替機能を有する設備及び手順等</p> <p>④ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動により停止させるための設備及び手順等</p> <p>⑤ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等</p> <p>これらの確認結果から、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。</p> <p>⑥ 原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプトリップ機能の代替機能を有する設備及び手順等</p> <p>⑦ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第44条等」で求められている手順		
	規制要求事項	確認結果（島根2号）
【設備（配備）】※ <sup>1</sup>	<p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、原子炉出力の制御するため、代替冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。</p>	<p>第44条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入機能により全制御棒を自動で全挿入するため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>b) 原子炉再循環ポンプの自動トリップにより原子炉出力を制御するため、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>c) 原子炉を未臨界へ移行するために、十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を重大事故等対処設備として整備している。</p>
【技術的能力】※ <sup>2</sup>	<p>【解釈】</p> <p>1 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）共通</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p> <p>(2) BWR</p>	<p>【技術的能力】</p> <p>(1)</p> <p>a) 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施するよう、以下の手順を整備する。</p> <p>○ 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入のための手順等 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒の自動緊急挿入及び原子炉手動スクラムを実施しても、全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からのATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。</p> <p>(2)</p>

	<p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動トリップしない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p> <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。</p> <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。</p>	<p>a) 発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合に、原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動トリップしない場合は、手動で停止操作を実施するよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制のための手順等  ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動停止していることを確認する。原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動していない場合は、中央制御室からの ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、原子炉出力の抑制を行う。</p> <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定め、ほう酸水を原子炉に注入するよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ ほう酸水注入のための手順等  ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、ATWS 発生直後に行う上記 a) の原子炉再循環ポンプの停止操作及び下記 d) の自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施後とする。中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を起動し、ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界にする。</p> <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ ほう酸水注入のための手順等  上記 b) の「ほう酸水注入のための手順等」で実施するほう酸水の注入により、ATWS 発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させる。</p> <p>d) 上記 a)～c) の手順等に加え、ATWS が発生した場合に、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するよう、以下の手順を整備する。</p> <p>○ 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止のための手順等  自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉出力の急上昇を防止する。</p>
--	--	---

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

※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.1

- 設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」、「ほう酸水注入」、「自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動阻止」

1.1.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等

a. 第44条等の規制要求に対する設備及び手順

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第44条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第44条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.1.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                      第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 手動操作により代替制御棒挿入回路を作動させることによる原子炉緊急停止。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路による自動制御棒全挿入。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉再循環ポンプの自動トリップによる原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 原子炉再循環ポンプが自動トリップしない場合における原子炉再循環ポンプの手動停止による原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>f. 自動減圧系の起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを操作することによる自動減圧の阻止。このため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>① 手順着手の判断基準等及び②必要な人員等                      1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。                      なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されている。</p> <p>a. 「代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」                      原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備であるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、2分以内に実施する。</p> <p>b. 「原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」                      ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合には、ATWS緩和設</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動状況の確認及び当該設備による再循環ポンプの手動停止操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、1分30秒以内に実施する。</p> <p>c. 「ほう酸水注入」                      ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合並びに自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作が完了した場合には、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入系の起動操作を1名により、3分以内に実施する。</p> <p>d. 「ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による原子炉出力急上昇防止」                      ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による再循環ポンプの停止状況を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作等を1名により、1分以内に実施する。</p> <p>③ 作業環境                      上記のa.、b.、c.、d.の操作は、中央制御室で行えることを確認した。また、中央制御室での自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作等について、手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.1.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                      有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉出力を抑制すること、ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入により原子炉を未臨界に移行すること及び原子炉出力の急上昇を防止するため自動減圧を阻止することを必要な対策としていることを確認した。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしているこ</p>	<p>2) 手順等の方針                      ①～③ これらの対策は、(1) a. 2)c.、e. 及びf. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。	

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	第4.4条等に基づき、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。  個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.1.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>原子炉緊急停止失敗時において原子炉出力を抑制し未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成する機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>(1) <u>フロントライン系の機能を回復させるための自主対策設備及び手順等</u> フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.1.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 <u>緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備</u>（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしていること</u>を確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. <u>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合には、設計基準事故対処設備である原子炉手動スクラムPBを操作するとともに原子炉モード・スイッチを「停止」とする手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により実施する。</u></p> <p>b. <u>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、選択制御棒挿入機構を手動操作することによる原子炉出力抑制の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計1名により、30秒以内に実施する。</u></p> <p>c. <u>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、制御棒手動操作・監視系による中央制御室からの手動操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を計1名により、全制御棒全挿入の完了又は未挿入の制御棒が1本以下となるまで実施する。</u></p> <p>d. <u>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作の手順に着手する。この手順では、補助盤室での操作を計2名により、10分以内に実施する。</u></p> <p>e. <u>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、原子炉保護系電源スイッチの操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順は、補助盤室での操作を計2名により、6分以内に実施する。</u></p> <p>f. <u>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムパイロット弁用制御空気の排気の操作による制御棒挿入の手順に着手する。この手順では、現場での操作を計2名により、15分以内に実施す</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p data-bbox="1113 233 1172 268">る。</p> <p data-bbox="1062 281 1092 310">g.</p> <p data-bbox="1113 281 2822 447">ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗し、原子炉が隔離状態の場合であって、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が使用できず、かつ、復水器を水源として使用できる場合には、復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位がレベル 1H を下回らないよう水位を制御することで原子炉出力を 3%未満に維持する手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作を 1 名により、事象発生後 5 分 30 秒以内に実施する。</p>



○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※

※1.1.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

① 手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）{着手タイミング}
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}

② 必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。{操作手順}
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。{所要時間等}
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。{系統切替え}（該当する場合に記載する。）

③ アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。{アクセスルート}
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}

※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

① 手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}

1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 【技術的能力】代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である原子炉保護系の故障により ATWS が発生するおそれがある場合又は ATWS が発生した場合に、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作により原子炉を緊急停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1. 1-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順は、前述の重大事故等対処設備のみで実施可能であるが、これらに加え、原子炉手動スクラム PB、原子炉モード・スイッチ「停止」、選択制御棒挿入機構、スクラムテストスイッチ、制御棒手動操作・監視系、原子炉保護系電源スイッチ及びスクラムパイロット弁計装用配管・弁を自主対策設備として位置付けることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>① 手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉の自動スクラム失敗」を「プラント停止状態（制御棒の挿入状態等）」の確認をすること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「プラント停止状態（制御棒の挿入状態等）」等であること、その監視項目のための計器が「全制御棒全挿入ランプ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>② 必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>a. 当該手順は、中央制御室での ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作等を行う手順であり、「第 1. 1-2 図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」、「第 1. 1-7 図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」※等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>※ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作、原子炉スクラム PB 及び原子炉モード・スイッチ「停止」の操作は EOP「スクラム」で実施し、選択制御棒挿入機構、スクラムテストスイッチ、制御棒手動操作・監視系、原子炉保護系電源スイッチ及びスクラムパイロット弁用制御空気の排気操作による原子炉スクラムは、EOP「反応度制御」においてのみ実施する。</p> <p>b. この手順では、中央制御室での操作を 1 名により、2 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③ アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止を確認し、原子炉再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の手動操作により停止していない原子炉再循環ポンプを停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.1にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ① 手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施したにもかかわらず、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合には、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプの自動停止の確認の順に着手するとし、さらに、原子炉再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合には、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の手動操作により停止していない原子炉再循環ポンプを停止するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合（※ <sup>1</sup> ）には、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による再循環ポンプの自動停止状況の確認及び自動停止していない場合の手動停止操作の順に着手するとしており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「プラント停止状態」、「原子炉再循環ポンプ運転状態」等であること、その監視項目のための計器が「全制御棒全挿入ランプ」、「原子炉再循環ポンプ表示灯」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
② 必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、原子炉再循環ポンプの自動停止を「原子炉再循環ポンプ運転状態」等で確認し、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が作動していない場合には、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の手動操作により停止していない原子炉再循環ポンプを停止する手順で有り、「第1.1-7図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、中央制御室での確認及び操作を1名により、1分30秒以内に実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③ アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

（※<sup>1</sup>）以降、“ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合”を、“ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合”という。

(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 ほう酸水注入

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、ほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界にするものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.1にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、 <b>ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ① 手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 当該手順では、 <b>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合並びに自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作が完了した場合には、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入の手順に着手する</b> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。  b. 判断基準である「 <b>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合</b> 」を「原子炉再循環ポンプ運転状態」で確認すること等により、また、「ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による原子炉出力急上昇防止操作の実施」を「自動減圧起動阻止、代替自動減圧起動阻止状態」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉再循環ポンプ運転状態」等であること、その監視項目のための計器が「全制御棒全挿入ランプ」、「原子炉再循環ポンプ表示灯」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
② 必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作機器	a. 当該操作手順は、中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系の起動等を行う手順であり、「第1.1-7図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、 <b>中央制御室でのほう酸水注入の準備を1名により、3分以内に実施する</b> ことを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③ アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(3) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.1にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ① 手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 当該手順では、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉再循環ポンプのトリップ状況を確認した後、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。  b. ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による再循環ポンプの停止を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手するとしており、適切に手順着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉再循環ポンプ運転状態」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
② 必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作機器	a. 当該操作手順は、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する手順であり、「第1.1-7図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、中央制御室での自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作等を1名により、1分以内に実施することを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③ アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(4) 【自主対策】原子炉手動スクラムPB、原子炉モード・スイッチ「停止」による原子炉緊急停止

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合に、原子炉手動スクラムによる制御棒の緊急挿入により原子炉を緊急停止するものであり、そのための自主対策設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順は、 <u>運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合には、設計基準事故対処設備である原子炉手動スクラムPBを操作するとともに原子炉モード・スイッチを「停止」とする手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、中央制御室からの原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作を行う手順であり、「第1.1-7図 EOP「スクラム」（原子炉出力）における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、 <u>中央制御室での操作を1名により実施する</u> ことを確認した。

(5) 【自主対策】選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合であって、スクラム弁が閉の場合に、選択制御棒挿入機構により選択された制御棒を挿入し原子炉出力を抑制するものであり、そのための自主対策設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順は、ATWSが発生した場合であって、スクラム弁が閉の場合に、「(1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」の対応手段を実施しても、全制御棒全挿入が確認できない場合には、中央制御室からの選択制御棒挿入機構により選択された制御棒を挿入する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、 <u>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、選択制御棒挿入機構を手動操作することによる原子炉出力抑制の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、 <u>中央制御室での操作を1名により、30秒以内に実施する</u> ことを確認した。

(6) 【自主対策】制御棒手動操作・監視系による制御棒挿入

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合であって、スクラム弁が閉の場合に、制御棒手動操作・監視系による中央制御室からの手動操作により制御棒を挿入するものであり、そのための自主対策設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順は、ATWSが発生した場合であって、スクラム弁が閉の場合に、「(1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」の対応手段を実施しても、全制御棒全挿入が確認できない場合には、制御棒手動操作・監視系による中央制御室からの手動操作により制御棒を挿入する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、制御棒手動操作・監視系による制御棒挿入の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、中央制御室での操作を1名により、全制御棒全挿入の完了又は未挿入の制御棒が1本以下となるまで実施することを確認した。

(7) 【自主対策】スクラムテストスイッチによる制御棒挿入

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合であって、スクラム弁が閉の場合に、スクラムテストスイッチにより制御棒を挿入するものであり、そのための自主対策設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順は、ATWSが発生した場合であって、スクラム弁が閉の場合に、「(1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」の対応手段を実施しても、全制御棒全挿入が確認できない場合には、中央制御室からのスクラムテストスイッチによるシングルロードスクラム操作により制御棒を挿入する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、補助盤室での操作を計2名により、10分以内を実施することを確認した。

(8) 【自主対策】原子炉保護系電源スイッチの操作による制御棒挿入

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合であって、スクラム弁が閉の場合に、原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を挿入するものであり、そのための自主対策設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、原子炉保護系電源スイッチの操作による制御棒挿入の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、補助盤室での原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を挿入する手順であり、「第1.1-7図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、補助盤室での操作を計2名により、6分以内に実施することを確認した。

(9) 【自主対策】スクラムパイロット弁用制御空気の排気の操作による制御棒挿入

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合であって、スクラム弁が閉の場合に、スクラムパイロット弁用制御空気の排気の操作により制御棒を挿入するものであり、そのための自主対策設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順は、ATWSが発生した場合であって、スクラム弁が閉の場合に、「(1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」の対応手段を実施しても、全制御棒全挿入が確認できない場合には、中央制御室からの原子炉手動制御系により制御棒を挿入する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合であって、スクラム弁が閉の場合には、スクラムパイロット弁用制御空気の排気の操作による制御棒挿入の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、この手順では、現場での操作を計2名により、15分以内に実施することを確認した。

(10) 【自主対策】原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉出力を抑制するものであり、そのための自主対策設備が「第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順はATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗し、原子炉が隔離状態の場合であって、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が使用できず、かつ、復水器を水源として使用できる場合には、復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位がレベル1Hを下回らないよう水位を制御することで原子炉出力を3%未満に維持する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。なお、島根2号炉は、タービンバイパス弁の容量が100%であることから、原子炉が隔離されていない状態であれば、原子炉圧力容器で発生したすべての蒸気をタービンバイパス系で処理で



<p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>き、原子炉圧力容器内の圧力上昇は伴わないことから、本手順の実施に際して原子炉出力の条件はないことを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を優先して使用するものであるが、上記 a. に示したとおり、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が使用できず、かつ、復水器を水源として使用できる場合には、復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ）による原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位がレベル 1H を下回らないよう水位を制御することで原子炉出力を 3%未満に維持する手順であり、「第 1.1-7 図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、中央制御室での操作開始を 1 名により、5 分 30 秒以内に実施することを確認した。</p>
--------------------------------	---

(11) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉運転中におけるフロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.1-8 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止すべき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、EOP「スクラム」（原子炉出力）に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である原子炉手動スクラム PB の操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。</p> <p>b. 原子炉手動スクラム PB の操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作を実施しても発電用原子炉の緊急停止ができない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。EOP「反応度制御」に従い、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界に移行させるため、ほう酸水注入系を速やかに起動させる。また、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力容器内の水位低下操作を行う。さらに、制御棒挿入により発電用原子炉を未臨界にするため、スクラム弁の開閉状態に合わせた操作により全制御棒挿入操作を行う。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由	
フロントライン系機能故障時の手順	手動による制御棒緊急挿入	原子炉手動スクラム PB、原子炉モード・スイッチ「停止」	設計基準事故対処設備である原子炉保護系の一部であり、主スクラム回路を自動スクラムと共有しているものの、原子炉手動スクラム PB 及び原子炉モード・スイッチ「停止」を操作することで制御棒のスクラム動作が可能となる場合があるため、制御棒を挿入する手段となり得る。	
	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構	あらかじめ選択した制御棒を自動的に挿入する機能であり、全ての状況に対応した未臨界の維持は困難であるものの、原子炉出力を抑制する手段となり得る。	
	制御棒手動挿入	制御棒手動操作・監視系	制御棒手動操作・監視系	全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラムテストスイッチ若しくは原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、手動で制御棒を挿入する手段となり得る。
		スクラムテストスイッチ	スクラムテストスイッチ	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
		原子炉保護系電源スイッチ	原子炉保護系電源スイッチ	原子炉保護系の監視及び操作はできなくなるものの、当該電源スイッチを操作し、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段となり得る。
		スクラムパイロット弁用制御空気配管・弁	スクラムパイロット弁用制御空気配管・弁	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、スクラムパイロット弁用制御空気配管内の計装用圧縮空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	復水・給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、常用電源が健全であり、かつ、復水器を水源として使用できる場合には、電動機駆動原子炉給水ポンプによる原子炉への給水量の調整により原子炉水位を低下させることができるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。	

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.2及び設置許可基準規則第45条）

I	要求事項の整理	1.2-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.2-4
1.2.1	対応手段と設備の選定	1.2-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.2-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.2-4
1.2.2	重大事故等時の手順等	1.2-9
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.2-9
a.	第45条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.2-9
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.2-10
(2)	優先順位について	1.2-11
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.2-11
1.2.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.2-14
(1)	高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却	1.2-14
a.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水	1.2-14
b.	【技術的能力】高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水	1.2-15
(2)	優先順位	1.2-16
1.2.2.2	サポート系故障時の手順等	1.2-17
(1)	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水	1.2-17
a.	【技術的能力】原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水	1.2-17
b.	【技術的能力】可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.2-18
c.	【技術的能力】代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.2-19
d.	【自主対策】直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	1.2-19
(2)	優先順位	1.2-20
1.2.2.3	監視及び制御	1.2-21
(1)	【技術的能力】原子炉水位の推定	1.2-21
(2)	【技術的能力】原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の作動状況の確認	1.2-21
(3)	【技術的能力】原子炉水位の制御	1.2-21
1.2.2.4	復旧に係る手順等	1.2-22
1.2.2.5	重大事故等の進展抑制に係る手順等	1.2-23
(1)	【技術的能力】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	1.2-23
(2)	【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	1.2-24
(3)	【自主対策】制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	1.2-24
(4)	優先順位	1.2-25

## I 要求事項の整理

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

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

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

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を来客するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記(1) b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>c) 監視及び制御</p> <p>i) 原子炉水位（BWR及びPWR）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p> <p>ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。</p> <p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。</p>

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

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

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
<p>2.3 全交流動力電源喪失</p>	<p>（炉心損傷防止・フロントライン系故障時）</p> <p>中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動</p>

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.2.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第45条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を設置しており、これらの設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していることから、「第45条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第45条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定しており、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第1.2-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）、フロントライン系故障として、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失を想定する。</p> <p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対策との関係について、「第1.2-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第45条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>2) 第45条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第45条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系を起動し、運転継続するための設備及び手順等</p> <p>② 計測設備により監視及び制御するための手順等</p> <p>a. 原子炉水位を監視又は推定するための手順等※ ※監視又は推定するための手順等については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」において整理</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認するための手順等</p> <p>c. 原子炉水位の制御のための手順等</p> <p>③ 原子炉隔離時冷却系を起動及び運転継続するための可搬型直流電源設備、代替交流電源設備等の設備及び手順等※ ※代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>④ 原子炉圧力容器へほう酸水を注入するための設備及び手順等</p> <p>また、第45条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器へ注水するための中央制御室からの起動による高圧原子炉代替注水系等の設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第45条等」で求められている手順	
規制要求事項	確認結果（島根2号）
<p>【設備（配備）】※1 【設備（措置）】※2</p> <p>第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWR の場合）（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（1）b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>第45条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>（1）</p> <p>a) 及び b)</p> <p>高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作可能な設計とする。そのため、現場での人力による弁の操作により、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続が可能となることから、『（1）b) i) の人力による措置が容易に行える場合を除く』を適用し、（1）a) の要求事項に対する対応を不要とし、可搬型重大事故防止設備を整備しない。</p>



<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>※ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>c) 監視及び制御</p> <p>i) 原子炉水位を推定する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p> <p>ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p>	<p>a)</p> <p>i) 人力による措置が容易に行えることから可搬型重大事故防止設備を整備しない。</p> <p>b)</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水のための手順等 現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>○ 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水のための手順等 現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>c)</p> <p>i) 原子炉水位の推定が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 原子炉水位の推定に係る手順等 原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA)、原子炉水位(可搬型計測器)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、原子炉圧力(可搬型計測器)、高圧原子炉代替注水流量及びサブプレッション・プール水位(SA)等により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲(把握能力)を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況の確認が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の作動状況の確認に係る手順等</p>
------------------	---	---

	<p>iii) 原子炉水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）</p> <p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。</p>	<p>原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉水位（可搬型計測器）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉圧力（可搬型計測器）、高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（SA）を用いて原子炉圧力容器内の水位及び高圧原子炉代替注水系の作動状況を監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。</p> <p>iii) 原子炉水位の制御が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 原子炉水位の制御のための手順等 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系により炉心へ注水する場合において、流量を調整する等により原子炉水位を制御する手順等を整備する。</p> <p>(2)</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順等 可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>○ 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順等 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>(3)</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）等から注水が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入のための手順等 重大事故等の進展抑制のため、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行う手順等を整備する。</p>
--	--	---

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

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 2

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下の通りであることを確認した。

「高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水」

1.2.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第45条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第45条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、原子炉隔離時冷却ポンプ及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入。そのために、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水」のための手順</p> <p>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、現場でのHPAC注水弁の手動開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動閉操作及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁の手動開操作等を計4名により、35分以内実施する。</p> <p>b. 「原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水」のための手順</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系等による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合であって、高圧原子炉代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の手順に着手する。この手順では、現場でのRCIC注水弁及び原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動開操作等を計4名により、60分以内実施する。</p> <p>c. 「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入」のための手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の手順に着手する。この手順では、中央制御室におけるほう酸水注入ポンプの起動、運転状況の確認等を1名により、10分以内実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力による原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧原子炉代替注水ポンプの起動等について、弁の手動操作の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要となる以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、以下の手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動」のための手順</p> <p>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのHPAC注水弁の開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の開操作及びRCIG HPACタービン蒸気入口弁の開操作等を1名により、10分以内実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 手順の判断基準が明確であること、b) 原子炉圧力容器への注水の手順等について、高圧原子炉代替注水ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するための機能について、フロントライン系故障時、サポート系故障時及び重大事故等の進展抑制のそれぞれの対策について、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.2.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備設備が示されていること、自主対策設備設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、その機能を構成するサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等、重大事故等の進展を抑制するための自主対策設備及び手順等並びに監視及び制御を行うための自主対策設備及び手順等を整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>(1) <u>サポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等</u> サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備及び②主な手順等及び手順着手の判断等 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>a. <u>直流給電車からの給電による原子炉隔離時冷却系の電源機能回復に関する手順等</u>※ ※直流給電車に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>(2) <u>重大事故等の進展を抑制するための自主対策設備及び手順等</u> 重大事故等の進展抑制のための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 <u>重大事故等の進展を抑制するための設備</u>（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」のための手順 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、制御棒駆動水圧ポンプの起動、運転状況の確認等を1名により、15分以内に実施する。</u></p> <p>b. 「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」のための手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、ほう酸水注入系による継続注水が必要と判断した場合には、復水輸送系等を水源として、ほう酸水貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水の手順に着手する。この手順では、より時間のかかるほう酸水注入系テストタンクを用いた原子炉注水を行う場合、ほう酸水注入ポンプの起動、系統の構成等を計3名により、75分以内に実施する。</p> <p>（3）監視及び制御を行うための自主対策設備及び手順等</p> <p>①対策と設備及び②主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>監視及び制御を行うための設備を用いた主な手順等として、原子炉水位（狭帯域）※、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器に関する手順等を整備するとし、現場監視計器に関する手順等は、1.2.2（1）a.2）①a.及びb.と同様であるとしていることを確認した。</p> <p>※常用計器である原子炉水位（狭帯域）に関する設備及び手順等は「1.15 事故時の計装に関する手順等」において整理</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※

※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）{着手タイミング}
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。{操作手順}
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。{所要時間等}
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。{系統切替え}（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。{アクセスルート}
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}

※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}

1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 2にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>高圧原子炉代替注水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. <b>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</b>」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、中央制御室での HPAC 注水弁の開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の閉操作及び RCIC HPAC タービン蒸気入口弁の開操作等を行う手順であり、「第1.2-5図 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、中央制御室での HPAC 注水弁の開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の閉操作及び RCIC HPAC タービン蒸気入口弁の開操作等を1名により、10分以内</b>に実施するとしていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>



b. 【技術的能力】高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「解釈1(1)b)i)現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順、計測機器及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>高圧原子炉代替注水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断機器	<p>a. <b>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</b>」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、現場でのHPAC注水弁の手動開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動閉操作及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁の手動開操作等を行う手順であり、「第1.2-6図 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、現場でのHPAC注水弁の手動開操作、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動閉操作及びRCIC HPACタービン蒸気入口弁の手動開操作等を計4名により、35分以内に実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。  <b>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.2.4-2において、以下のとおり示されている。</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備より、中央制御室との連絡が可能である。</b></li> <li>・ <b>作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。</b></li> </ul>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.2-18 図 重大事故等時の対応手段選択 フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 復水・給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>b. 中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p>

1.2.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

a. 【技術的能力】原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、原子炉隔離時冷却系を現場における弁の手動操作にて起動し、復水貯蔵タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「解釈1(1)b)i)現場での入力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順、計測機器及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>原子炉隔離時冷却ポンプ及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. <b>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系等による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合であって、高圧原子炉代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</b>」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、現場でのRCIC注水弁及び原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動開操作等を行う手順であり、「第1.2-9図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、現場でのRCIC注水弁及び原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁の手動開操作等を計4名により、60分以内に実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.2.4-3において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</b></li> <li>・ <b>常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングランド部から蒸気が漏れいするため、RCICポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却起動時のみとし、その後すみやかに退室する手順とする。したがって、RCICポンプ室入室時の蒸気漏れに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。</b></li> </ul>

b. 【技術的能力】可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、可搬型直流電源設備より原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 2にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <u>可搬型直流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断機器	a. 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要なB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及び230V系蓄電池（RCIC）が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合には、可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。  b. 判断基準である「電源」等を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「B-115V系直流盤母線電圧」、「B1-115V系蓄電池（SA）電圧」、「230V系直流盤（常用）母線電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.14-2表 重大事故等対処に係わる監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	必要な人員等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。

c. 【技術的能力】代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 2にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断機器	a. 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要なB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及び230V系蓄電池（RCIC）が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車が使用可能な場合には、常設代替交流電源設備等による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。  b. 判断基準である「電源」等を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「C-メタクラ母線電圧」、「D-メタクラ母線電圧」、「HPCS-メタクラ母線電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.14-2表 重大事故等対処に係わる監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	必要な人員等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。

d. 【自主対策】直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	a. 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要なB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及び230V系蓄電池（RCIC）が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により直流電源を確保できない場合には、直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。  b. 操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。  c. 所要時間等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>①抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.2-18 図 重大事故等時の対応手段選択 フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>○全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>b. 中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>c. いずれの操作によっても高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</li> </ul> <p>○全交流動力電源のみ喪失した場合の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により所内常設蓄電式直流電源設備のうち B-115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池（SA）及び 230V 系蓄電池（RCIC）に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>b. 代替交流電源設備による給電ができない場合は、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車、B1-115V 系充電器（SA）及び 230V 系充電器（常用）により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>c. 代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備による給電ができない場合は、直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</li> </ul>

## 1.2.2.3 監視及び制御

## (1) 【技術的能力】原子炉水位の推定

## 確認結果（島根2号）

## (1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「解釈1(1)c)i)原子炉水位を推定する手順等」として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）等により、原子炉水位を監視し、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備するとしていることを確認した。また、監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

## (2) 【技術的能力】原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の作動状況の確認

## 確認結果（島根2号）

## (1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「解釈1(1)c)ii)RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）」として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉水位（可搬型計測器）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉圧力（可搬型計測器）、高圧原子炉代替注水流量、サプレッション・プール水位（SA）等により、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の作動状況を監視し、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合には、当該パラメータの値を推定する手順を整備するとしていることを確認した。また、監視機能が喪失した場合の手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

## (3) 【技術的能力】原子炉水位の制御

## 確認結果（島根2号）

## (1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「解釈1(1)c)iii)原子炉水位を制御する手順等（手順及び装備等）」として、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系により炉心へ注水する場合において、流量を調整する等により原子炉水位を制御する手順等を整備することを確認した。

## 1.2.2.4 復旧に係る手順等

## 確認結果（島根2号）

## (1) 手順着手の判断等

重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1 (2) 復旧」に係る手順が、「1.2.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」及び「1.2.2.2(1) c. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」として整備されていることを確認した。また、上記に加えて自主対策として「1.2.2.2(1) d. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電」を整備することを確認した。対応する手順着手の判断基準等については、前述のとおり。



1.2.2.5 重大事故等の進展抑制に係る手順等

(1) 【技術的能力】 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の進展抑制のため、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「解釈1(3) 重大事故等の進展抑制 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等」に係る手段である。そのための重大事故等対処設備は、「第1.2-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. <b>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</b>」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注水による進展抑制のために<b>中央制御室におけるほう酸水注入ポンプの起動、運転状況の確認等</b>を行う手順であり、「第1.2-13図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、中央制御室におけるほう酸水注入ポンプの起動、運転状況の確認等を1名により、10分以内に実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.2-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.2.4-5において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備より、中央制御室との連絡が可能である。</b></li> <li>・ <b>常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を着用又は携帯して作業を行う。</b></li> </ul>

(2) 【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. <u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、ほう酸水注入系による継続注水が必要と判断した場合には、復水輸送系等を水源として、ほう酸水貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水の手順に着手する</u>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、ほう酸水注入ポンプの起動、系統の構成等を行う手順であり、「第 1.2-13 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、より時間のかかるほう酸水注入系テストタンクを用いた原子炉注水を行う場合、ほう酸水注入ポンプの起動、系統の構成等を計3名により、75分以内に実施する</u>としていることを確認した。</p>

(3) 【自主対策】制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の進展抑制のために、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. <u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、制御棒駆動水ポンプの起動、運転状況の確認等を行う手順であり、「第 1.2-11 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、制御棒駆動水圧ポンプの起動、運転状況の確認等を1名により、15分以内に実施する</u>としていることを確認した。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等の進展抑制時の対応手順の選択について、「第 1.2-19 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、交流電源又は非常用高圧母線への給電が確保され原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保できれば制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</li> <li>b. 交流電源又は非常用高圧母線への給電が確保できない場合又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保できない場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水を実施する。</li> <li>c. 制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系は発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。なお、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する際の水源は、通常時の補給にて使用する補給水系が使用できない場合は、復水輸送系又は消火系から補給する。</li> </ul>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
機能回復サポート系	直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	直流給電車	直流電源を供給するため、高圧発電機車に直流給電車を接続する必要があるため、給電開始までに時間を要するものの、直流電源の確保ができない場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。
重大事故等の進展抑制時の対応	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、ほう酸水貯蔵タンクへの補給ラインについては、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンク等に補給することができれば、ほう酸水注入系による原子炉への注水が可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水圧ポンプ、復水貯蔵タンク	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、水源等については、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
監視及び制御	高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動時）、高圧原子炉代替冷却系（現場起動時）、原子炉隔離時冷却系（現場起動時）	原子炉水位（狭帯域）	耐震性及び耐環境性はないが、監視可能であれば原子炉圧力容器の水位を把握することが可能なことから代替手段として有効である。
	高圧原子炉代替注水系（現場起動時）	高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力、高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力、高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力、高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	中央制御室での監視はできないこと等から重大事故等対処設備としては位置付けていないものの、現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の監視及び制御を行う手段となり得る。
	原子炉隔離時冷却系（現場起動時）	原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力、可搬型回転計	

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.3及び設置許可基準規則第46条）

I	要求事項の整理	1.3-3
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.3-5
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.3-5
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.3-6
1.3.2	重大事故等時の手順等	1.3-11
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.3-11
	a. 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.3-11
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.3-14
	(2) 優先順位について	1.3-14
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.3-14
1.3.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.3-19
	(1) 代替減圧	1.3-19
	a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】減圧の自動化	1.3-19
	b. 【技術的能力】逃がし安全弁の手動操作による減圧	1.3-20
	c. 【自主対策】タービン・バイパス弁の手動操作による減圧	1.3-21
	(2) 優先順位	1.3-22
1.3.2.2	サポート系故障時の手順等	1.3-23
	(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧	1.3-23
	a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放	1.3-23
	b. 【技術的能力】主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放	1.3-24
	c. 【自主対策】逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	1.3-25
	d. 【自主対策】主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放	1.3-26
	(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧	1.3-27
	a. 【技術的能力】逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保	1.3-27
	(3) 復旧	1.3-28
	a. 【技術的能力、自主対策】代替直流電源設備による復旧	1.3-28
	b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替交流電源設備による復旧	1.3-29
	(5) 優先順位	1.3-30
1.3.2.3	炉心損傷時の手順	1.3-31
	(1) 原子炉格納容器破損を防止するための手順	1.3-31
	a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】炉心損傷時における高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	1.3-31
1.3.2.4	インターフェイスシステムLOCA発生時の手順	1.3-32
	(1) 事故時操作要領書（徴候ベース）「二次格納施設制御」	1.3-32
	a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】漏えい箇所との隔離及び逃がし安全弁による減圧	1.3-32
	b. 【自主対策】漏えい箇所との隔離及びタービン・バイパス弁による減圧	1.3-33

(2) 優先順位 ..... 1.3-33

## I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

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

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障時） 減圧の自動化
2.3 全交流動力電源喪失	（炉心損傷防止・サポート系故障時） 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 代替交流電源設備による復旧
2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	（炉心損傷防止・フロントライン系故障時） インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止



## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・ 第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 3項（以下「第46条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・ 有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.3.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第46条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要であり、発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置している。この設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していることから、「第46条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第46条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定しており、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例：1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第46条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失原因対策分析の結果（「第1.3-1 図 機能喪失原因対策分析」）、フロントライン系故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は直流電源（常設直流電源若しくは常設直流電源系統）喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.3-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第46条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>(選定された重大事故対処設備整備及び手順等)</p> <p>第46条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>①逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させるための代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）等の設備</p> <p>②常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備、SRV 用電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）等の設備及び手順等（※）</p> <p>(※) 代替電源（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）及び SRV 用電源切替盤を除く。）に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>③逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための逃がし安全弁用窒素ガスポンプ等の設備及び手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>④常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備等の設備及び手順等（※） （※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>⑤インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための残留熱除去系注水弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁及び手順等</p> <p>⑥炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁及び手順等</p> <p>また、有効性評価（第37条）（※）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。 （※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」並びに原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」をいう。</p> <p>①逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させるための代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）等の設備</p> <p>②常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備等の設備及び手順等</p> <p>③常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための常設代替交流電源設備等の設備及び手順等</p> <p>④インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所を隔離するための残留熱除去系注水弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁及び手順等</p> <p>⑤炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第46条等」で求められている手順		確認結果（島根2号）
	規制要求事項	
【設備（配備）】※1	<p>1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) ロジックの追加</p> <p>a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p> <p>(2) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>第46条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>a) 原子炉水位低及び残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックとして、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>(2)</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型直流電源設備、SRV用電源切替盤、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>b) 逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、逃がし安全弁用窒素ガスポンペを重大事故等対処設備として整備する。</p>
【技術的能力】※2	<p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>(1)</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時の減圧 常設直流電源系統喪失時においても、逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放のための手順等 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>○ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放のための手順等</p>

	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p> <p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑</p>	<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。</p> <p>b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保のための手順等</p> <p>窒素ガス制御系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が逃がし安全弁用窒素ガス供給系に自動で切り替わることによって逃がし安全弁の駆動源を確保する。</p> <p>また、逃がし安全弁用窒素ガスポンベから供給している期間において、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ出口圧力が低下した場合、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ（待機側）へ切り替える。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 代替直流電源設備による復旧</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>○ 代替交流電源設備による復旧</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(3)</p> <p>a) 当該申請号炉は BWR であるため該当しない。</p> <p>(4)</p> <p>a) ISLOCA 発生時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい箇所の隔離等が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p>
--	--	--

	<p>制するために、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>○ 漏えい箇所の隔離及び逃がし安全弁による減圧                  原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい箇所を隔離（中央制御室からの遠隔隔離）することで原子炉冷却材の漏えいを抑制し、また、漏えい箇所の特定又は隔離ができない場合は、主蒸気逃がし安全弁による減圧により、原子炉建物原子炉棟内への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行う。</p>	
<p>※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第46条のうち、設備等の設置に関する要求事項                  ※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.3</p> <p>○有効性評価（第37条）で求められている手順                  有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。                  「減圧の自動化」、「可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放」、「代替交流電源設備による復旧」「インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順」、「炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するための手順」</p>			

1.3.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第46条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>第46条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備する」としていることを確認した。</p> <p>a. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を用いて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウン ダリの減圧。そのために、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全 弁（自動減圧機能付き）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 可搬型重大事故防止設備等を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、可搬型直流電源設備、SRV用電源切替盤、主蒸気逃 がし安全弁用蓄電池（補助盤室）及び逃がし安全弁用窒素ガスポンペを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁 を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 代替電源による復旧。そのために、可搬型直流電源設備及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、 逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. インターフェイスシステムLOCA発生時における漏えい箇所の隔離。そのために、残留熱除去系注水弁、低圧炉心スプレイ系注水弁及び原子 炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。漏えい箇所の隔離ができない場合の原子炉冷却材圧力バウ ンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>e. 原子炉格納容器高圧時に逃がし安全弁を確実に動作させるための背圧対策。そのために、逃がし安全弁用窒素ガスポンペを重大事故等対 処設備として新たに整備する。</p> <p>f. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格 納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>なお、代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理している。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着 手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の 判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「手動操作による減圧」</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能のみが喪失した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。</p> <p>（ア）原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用できない場合</p> <p>（イ）急速減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動（※1）により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合</p> <p>（ウ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統（※2）以上が使用可能である場合又は原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合</p> <p>この手順では、逃がし安全弁の手動開操作等を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>（※1）「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。（以降も同様）</p> <p>（※2）「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。（以降も同様）</p> <p>b. 「可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放」</p> <p>常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁を遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の開放の手順に着手する。</p> <p>（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p>i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p>ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合</p> <p>（イ）逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合</p> <p>（ウ）逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源が常設代替直流電源設備より給電可能な場合</p> <p>この手順では、SRV用電源切替盤の操作、逃がし安全弁の手動開操作等を計3名により、40分以内に実施する。</p> <p>なお、可搬型直流電源設備から電源供給が開始されると負荷への給電が常設代替直流電源設備から可搬型直流電源設備に自動で切り替わるため、可搬型直流電源設備からの受電操作については不要である。</p> <p>c. 「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放」</p> <p>常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁を遠隔操作できず、かつ、常設代替直流電源設備が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁の開放の手順に着手する。</p> <p>（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p>i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p>ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>(イ) 逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合 この手順では、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の接続、逃がし安全弁の手動開操作等を計5名により、80分以内に実施する。</p> <p>d. 「逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保」 逃がし安全弁の作動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、ADSアキュムレータ入口圧力低警報が発生した場合には、窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替えの手順に着手する。この手順では、逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替操作等を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>e. 「漏えい箇所の隔離及び逃がし安全弁による減圧」 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。この手順では、中央制御室からの隔離操作等を1名により、20分以内に実施する。 また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁による急速減圧を行い、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後、現場で隔離操作を実施する。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、逃がし安全弁による急速減圧等を計3名により、60分以内に実施する。</p> <p>1) a. 原子炉圧力容器の減圧の自動化は、いずれも運転員等による操作が不要な対策であることを確認した。 なお、主蒸気逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件及び当該環境においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、駆動用の逃がし安全弁用窒素ガスポンペから供給される駆動用窒素の設定圧力について、想定される原子炉格納容器内の圧力に対し十分な余裕を考慮して設定することにより確実に作動する設計とすることを確認した。</p> <p>③作業環境等 a) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、b) 必要な通信連絡設備を確保していること、c) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                      有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、可搬型直流電源設備を用いた逃がし安全弁の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、常設代替交流電源設備を用いた逃がし安全弁の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、インターフェイスシステムLOCA発生時の漏えい箇所の隔離及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧並びに高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を必要な対策としていることを確認した。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針                      これらの対策は、(1) a. 1) a.、b.、c.、d.及びf. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>フロントライン系故障時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順及びサポート系故障時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.3.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的対策として、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等並びにインターフェイスシステムLOCAが発生した場合に対応するための自主対策設備及び手順等を整備することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>(BWRの場合)</p> <p>自主対策として、逃がし安全弁の耐環境性向上対策への取組を行っている場合、その内容を確認する。</p>	<p>(1) フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復するための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「タービン・バイパス弁の手動操作による減圧」 主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービン・バイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。 ① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合 ② 急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合 この手順では、タービン・バイパス弁の手動開操作等を1名により、10分以内に実施するとしている。</p>
	<p>補足説明資料において、申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示した（※）。また、合わせて、逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続的に取り組むとの方針を示している。</p> <p>※ 逃がし安全弁の開保持機能の維持については、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において整理している。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組の具体的な内容については、補足説明資料「30. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて」において、以下のとおり示されている。</p> <p>&lt;逃がし安全弁用電磁弁の改良&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁の補助作動装置（逃がし安全弁用電磁弁）について、駆動用の高圧窒素ガスを供給する際の流路のバウンダリのシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良エチレンプロピレンゴム材に変更する方針である。</li> <li>変更後の高温蒸気環境下におけるシール性能を蒸気暴露試験により確認を行っている。</li> </ul> <p>&lt;逃がし安全弁シリンダ部の改良&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁本体のシリンダ部について、ピストンの動作に影響のないシール部のリングを改良エチレンプロピレンゴム材に変更するとともに、全開状態を保持した場合の駆動用の窒素ガスの漏えいを防止するため、従来材を使用するシール部に追加して、新たに改良エチレンプロピレンゴム材を用いたシール部（バックシートリング）を設置する方針である。</li> <li>改良シリンダについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験及び信頼性確認試験を実施し、動作に影響がないこと、プラント運転に影響を与えないこと等の確認を行っている。</li> </ul>
	<p>(2) サポート系の機能を回復するための設備及び手順等 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果について以下のとおり。具体的な確認結果については、1.3.2.1以降に示す。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>① 対策と設備                      サポート系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放」                      常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の手順に着手する。                      ① 低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合                      ② 逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用窒素ガスが確保されている場合                      この手順では、現場での系統の構成、弁の操作等を、計4名により、70分以内に実施するとしている。</p> <p>b. 「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放」                      常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できず、かつ、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の手順に着手する。                      ① 以下の条件のいずれかが成立した場合                      i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合                      ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合                      ② 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動用の窒素ガスが確保されている場合                      この手順では、現場での系統構成、蓄電池への負荷投入操作等を、計4名により、90分以内に実施するとしている。</p> <p>c. 「直流給電車による逃がし安全弁の復旧」                      常設直流電源喪失により、逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合の直流給電車による逃がし安全弁の復旧の手順等（※）                      （※）直流給電車に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>(3) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応のための設備及び手順等                      インターフェイスシステムLOCA発生時の対応のための設備及び手順等についての主な確認結果について以下のとおり。具体的な確認結果については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備                      申請者は、インターフェイスシステムLOCA発生時の対応のための設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「タービン・バイパス弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧」</p> <p>非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、中央制御室からの隔離操作を実施できず、逃がし安全弁による減圧ができない場合であって、復水器が使用可能な場合には、タービン・バイパス弁を用いた減圧及び現場での漏えい箇所の隔離操作の手順に着手する。この手順では、タービン・バイパス弁による急速減圧、漏えい箇所の隔離操作等を、計3名により、600分以内実施するとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※

※ 1.2.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）{着手タイミング}
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。{操作手順}
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。{所要時間等}
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。{系統切替え}（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。{アクセスルート}
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}

※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}

1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 代替減圧

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】減圧の自動化

確認結果（島根2号）

当該手順は、設計基準事故対処設備である自動減圧系の故障により発電用原子炉の減圧ができない場合であって、かつ、原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び低圧炉心スプレイ・ポンプ又は残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させることにより、発電用原子炉を自動で減圧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための重大事故等対処設備が「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。

なお、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による減圧は自動で行うものであり、本件に係る手順は不要であることを確認した。

（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧注水・減圧機能喪失」をいう。

b. 【技術的能力】 逃がし安全弁の手動操作による減圧

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である自動減圧系の故障により発電用原子炉の減圧ができない場合であって、中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に係る手段である。このための設備は、「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準          b. 着手タイミング   c. 判断計器	a. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能のみが喪失した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 （ア）原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用できない場合 （イ）急速減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動（※1）により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合 （ウ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統（※2）以上が使用可能である場合又は原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合 （※1）「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。（以降も同様） （※2）「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。（以降も同様）  b. 上記a.の判断基準を「注水手段の確保」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。  c. 手順着手の判断基準における監視項目が「注水手段の確保」及び「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「高圧炉心スプレイポンプ出口圧力」、「残留熱除去ポンプ出口圧力」、「低圧炉心スプレイポンプ出口圧力」、「原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力」、「低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力」、「復水器真空度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室において逃がし安全弁の手動開操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。  b. 当該手順は、逃がし安全弁の手動開操作等を1名により、10分以内に実施することを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。



c. 【自主対策】タービン・バイパス弁の手動操作による減圧

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、復水器が使用可能である場合に、タービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行うものである。そのための自主対策設備が、「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	<p>a. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービン・バイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する</span>としていることから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p style="margin-left: 20px;">①<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合</span></p> <p style="margin-left: 20px;">②<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、復水器が使用可能であり、タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合</span></p> <p>b. 当該手順は、中央制御室でのタービン・バイパス弁の手動開操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順は、<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">タービン・バイパス弁の手動開操作等を1名により、10分以内に実施する</span>ことを確認した。</p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.3-22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化していることを確認した。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの自動減圧機能が喪失している場合の対応手順について、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧する。</li> <li>b. 復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。</li> <li>c. 原子炉水位低（レベル1）到達 10 分後並びに低圧炉心スプレイ・ポンプ運転又は原子炉水位低（レベル1）到達 10 分後並びに残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）の場合は代替自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。</li> </ul>

1.3.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合に、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して減圧を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3にて求められている「解釈1（1）可搬型重大事故防止設備 a）」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保する。そのための設備は、「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型直流電源設備、SRV用電源切替盤及び常設代替直流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁を遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の開放の順に着手する</span>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p style="margin-left: 20px;">（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p style="margin-left: 40px;">i) <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</span></p> <p style="margin-left: 40px;">ii) <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合</span></p> <p style="margin-left: 20px;">（イ）<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合</span></p> <p style="margin-left: 20px;">（ウ）<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源が常設代替直流電源設備より給電可能な場合</span></p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「駆動源の確保」及び「注水手段の確保」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「駆動源の確保」及び「注水手段の確保」であること、その監視項目のための計器が「N2ガスポンベ圧力」、「ADS用N2ガス減圧弁二次側圧力」、「高圧炉心スプレイポンプ出口圧力」、「残留熱除去ポンプ出口圧力」、「低圧炉心スプレイポンプ出口圧力」、「低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力」、「消火ポンプ出口圧力」、「復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、SRV用電源切替盤の操作、逃がし安全弁の手動開操作等を行う手順であり、「第1.3-8図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。なお、可搬型直流電源設備による電源確保に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">SRV用電源切替盤の操作、逃がし安全弁の手動開操作等を計3名により、40分以内実施する</span>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</span>を確認した。</p> <p>b. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">必要な通信連絡設備を確保していること</span>を確認した。</p> <p>c. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</span>を確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.3.4-1において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・ 作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</li> </ul>

**b. 【技術的能力】主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合に、補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し、逃がし安全弁を開放して減圧を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「解釈1（1）可搬型重大事故防止設備 a）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁を遠隔操作できず、かつ、常設代替直流電源設備が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁の開放の手順に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p>i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p>ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合</p> <p>（イ）逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「駆動源の確保」及び「注水機能の確保」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「駆動源の確保」及び「注水機能の確保」であること、その監視項目のための計器が「N2 ガスポンペ圧力」、「ADS 用 N2 ガス減圧弁二次側圧力」、「高圧炉心スプレイポンプ出口圧力」、「残留熱除去ポンプ出口圧力」、「低圧炉心スプレイポンプ出口圧力」、「低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力」、「消火ポンプ出口圧力」、「復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の接続、逃がし安全弁の手動開操作等を行う手順であり、「第1.3-10図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の接続、逃がし安全弁の手動開操作等を計5名により、80分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.3-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
c. 作業環境	<p>c. <u>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.3.4-2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></li> <li>・ <u>連絡手段について、衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により緊急時対策本部との連絡が可能である。</u></li> <li>・ <u>作業環境について、電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</u></li> </ul> <p><u>非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。</u></p>

c. 【自主対策】逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合に、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備より逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して減圧を行うものである。そのための自主対策設備が、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	<p>a. <u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の手順に着手する</u>としていることから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p><u>①低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</u></p> <p><u>②逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用窒素ガスが確保されている場合</u></p> <p>b. 当該手順は、窒素ガス代替供給弁の手動開操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順は、<u>現場での系統の構成、弁の操作等を、計4名により、70分以内に実施する</u>ことを確認した。</p>

d. 【自主対策】主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合に、ADS仮設電源接続中継端子箱にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を接続し、逃がし安全弁を開放して減圧を行うものである。そのための自主対策設備が、「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	a. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できず、かつ、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放の手順に着手する</span> としていることから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 ① <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">以下の条件のいずれかが成立した場合</span> i) <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</span> ii) <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統以上が使用可能である場合又は注水手段がない場合で原子炉水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合</span> ② <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動用の窒素ガスが確保されている場合</span>  b. 当該手順は、現場での系統構成、蓄電池への負荷投入操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。  c. 当該手順は、 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">現場での系統構成、蓄電池への負荷投入操作等を、計4名により、90分以内に実施する</span> ことを確認した。

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 【技術的能力】 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、窒素ガス制御系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が逃がし安全弁用窒素ガス供給系に自動で切り替わることで逃がし安全弁の駆動源を確保するとともに、逃がし安全弁用窒素ガスポンベから供給している期間において、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ出口圧力が低下した場合、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ（待機側）へ切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3にて求められている「解釈1（1）可搬型重大事故防止設備 b）」に係る手段である。そのため設備は、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁用窒素ガスポンベを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 当該手順は、「(ア) 窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え」及び「(イ) 逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替え」について、それぞれ以下の条件のもと、手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>(ア) 逃がし安全弁の作動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、ADS アキュムレータ入口圧力低警報が発生した場合</p> <p>(イ) 逃がし安全弁用窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、N<sub>2</sub> ガスポンベ圧力低警報が発生した場合</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「補機監視機能」及び「駆動源の確保」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「補機監視機能」及び「駆動源の確保」であること、その監視項目のための計器が「ADS アキュムレータ入口圧力低警報」、「N<sub>2</sub> ガスポンベ圧力低警報」、「N<sub>2</sub> ガスポンベ圧力」、「ADS 用 N<sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保を行う手順であり、「第 1.3-16 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順において、「(ア) 窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え」を行う場合は、逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替操作等を1名により、5分以内に実施すること及び「(イ) 逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替え」を行う場合は、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ（待機側）への切替え等を計3名により、25分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.3.4-5 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・ 作業環境について、電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

(3) 復旧

a. 【技術的能力、自主対策】代替直流電源設備による復旧

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型直流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>また、当該手順は、前述の重大事故等対処設備に加え、直流給電車を当該手順における自主対策設備として位置付けることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 常設直流電源喪失により、A-115V 系直流盤及び B-115V 系直流盤の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備又は直流給電車いずれかの設備からの給電が可能な場合には、代替直流電源設備による復旧の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「電源」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「B-115V 系直流盤母線電圧」、「B1-115V 系蓄電池（SA）電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「1.14 電源の確保に関する手順等」の「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係わる監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>代替直流電源設備に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>代替直流電源設備に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>



b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替交流電源設備による復旧

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により 125V 充電器を受電し、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して主蒸気逃がし安全弁の機能を復旧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（2）復旧」に係る手段であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、A-115V 系直流盤及び B-115V 系直流盤の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備いずれかの設備からの給電が可能な場合には、代替交流電源設備による復旧の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「電源」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「220kV 第 2 原子力幹線 1L 送電電圧」、「220kV 第 2 原子力幹線 2L 送電電圧」、「C-メタクラ母線電圧」、「D-メタクラ母線電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「1.14 電源の確保に関する手順等」の「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係わる監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>代替交流電源設備に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>代替交流電源設備に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.3-22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化していることを確認した。</p> <p>サポート系が喪失している場合の対応手順について、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>○常設直流電源系統喪失の場合</p> <p>a. 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、①可搬型直流電源設備（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備を使用）、②主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）、若しくは③主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させるか、又は④逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。（優先順位は①、②、③、④の順）</p> <p>○常設直流電源のみ喪失の場合</p> <p>b. 常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、①可搬型直流電源設備又は②直流給電車により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。（優先順位は①、②の順）</p> <p>○常設直流電源及び全交流電源の喪失の場合</p> <p>c. 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、①常設代替交流電源設備又は②可搬型代替交流電源設備により充電器を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。（優先順位は①、②の順）</p> <p>○主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の場合</p> <p>d. 逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が動作しない場合、逃がし安全弁窒素ガス供給系により窒素ガスを確保し、逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、炉心損傷及び原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage]に到達した場合、窒素ガスの供給圧力を調整する。</p>

1.3.2.3 炉心損傷時の手順

(1) 原子炉格納容器破損を防止するための手順

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.3-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」をいう。</p>
2) 手順等の方針	<p>手順等については、「1.3.2.1(1)b. 【技術的能力】逃がし安全弁の手動操作による減圧」において整備するとしていることを確認した。</p>

1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順

(1) 事故時操作要領書（徴候ベース）「二次格納施設制御」

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】漏えい箇所の隔離及び逃がし安全弁による減圧

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離を行うとともに、破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（4）インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>そのための設備は、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁、残留熱除去系注水弁、低圧炉心スプレイ系注水弁及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁による急速減圧を行い、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材の漏えいを抑制する。その後、現場で隔離操作を実施する</span>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記の判断基準を「原子炉格納容器バイパスの監視」、「補機監視機能」及び「漏えい関連警報」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「漏えい関連警報」等であること、その監視項目のための計器が「RCIC ポンプ室（西側）床漏洩警報」、「RHR 熱交換器室床漏洩警報」、「LPCS ポンプ室床漏洩警報」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合に、原子炉冷却材の損傷箇所の隔離及び主蒸気逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う手順であり、「第 1.3-21 図 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応 タイムチャート（中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合）」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室からの漏えい箇所の隔離操作、また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合の、逃がし安全弁による急速減圧等を以下のとおり実施する。</p> <p style="margin-left: 20px;">（ア）<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">中央制御室からの隔離操作等を 1 名により、20 分以内に実施する。</span></p> <p style="margin-left: 20px;">（イ）<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">漏えい箇所の隔離操作、逃がし安全弁による急速減圧等を計 3 名により、600 分以内に実施する。</span></p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</span>を確認した。</p> <p>b. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">必要な通信連絡設備を確保していること</span>を確認した。</p> <p>c. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</span>を確認した。</p> <p>具体的には、現場での漏えい箇所の隔離操作の成立性について、添付資料 1.3.4-7 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備しており接近可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。アクセスルート上に支障となる設備はない。</span></li> </ul>

確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>連絡手段について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>作業環境について、現場環境（温度、湿度、圧力）が改善された状態での操作であり、酸素呼吸器及び耐熱服を確実に装着することにより事故環境下においても作業可能である。</li> </ul> <p>また、添付資料 1.3.6 において、インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積を保守的に想定した場合の現場環境（溢水、温度、湿度、圧力、線量）の評価が示されている。</p>

**b. 【自主対策】漏えい箇所の隔離及びタービン・バイパス弁による減圧**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)」に係る手段である。そのための自主対策設備が、「第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	手順等の方針は、「1.3.2.1 (1)c. 【自主対策】タービン・バイパス弁の手動操作による減圧」と同様であることを確認した。
a. 判断基準	a. 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断し、中央制御室からの隔離操作を実施できず、逃がし安全弁による減圧ができない場合であって、復水器が使用可能な場合には、タービン・バイパス弁を用いた減圧及び現場での漏えい箇所の隔離操作の手順に着手する」としていることから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、タービン・バイパス弁による急速減圧、漏えい箇所の隔離操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順は、タービン・バイパス弁による急速減圧、漏えい箇所の隔離操作等を、計 3 名により、600 分以内に実施することを確認した。

**(2) 優先順位**

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>①抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順について、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. インターフェイスシステム LOCA 発生時には、破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作による隔離を実施する。</p> <p>b. 破断箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行う。</p> <p>※ タービン・バイパス弁は自主対策設備であり、逃がし安全弁が使用不可能で、復水器が使用可能な場合に使用する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系機能故障時の手順、インターフェイスシステム LOCA 時の手順	タービン・バイパス弁の手動操作による減圧	タービン・バイパス弁及びタービン制御系	炉心損傷前及びインターフェイスシステム LOCA 発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
サポート系機能故障時の手順	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	系統構成に時間を要するものの、中央制御室から逃がし安全弁の遠隔操作が不可能となった場合に、逃がし安全弁を作動させることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）	事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるものの、逃がし安全弁の作動に必要な電源を確保する手段となり得る。
	代替直流電源設備による復旧	直流給電車	直流電源を供給するため、高圧発電機車に直流給電車を接続する必要があるため、給電開始までに時間を要するものの、直流電源の確保ができない場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.4及び設置許可基準規則第47条）

I	要求事項の整理	1.4-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.4-5
1.4.1	対応手段と設備の選定	1.4-5
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.4-5
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.4-6
1.4.2	重大事故等時の手順等	1.4-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.4-10
a.	第47条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.4-10
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.4-12
(2)	優先順位について	1.4-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.4-12
1.4.2.1	発電用原子炉運転中における対応手順	1.4-16
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1.4-16
a.	低圧代替注水	1.4-16
(a)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	1.4-16
(b)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）	1.4-17
(c)	【自主対策】復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	1.4-18
(d)	【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水	1.4-18
b.	優先順位	1.4-19
(2)	サポート系故障時の手順等	1.4-20
a.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水（運転中）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱（停止中）	1.4-20
b.	【技術的能力】低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	1.4-22
c.	優先順位	1.4-23
(3)	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順	1.4-24
a.	低圧代替注水	1.4-24
(a)	【技術的能力】低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	1.4-24
(b)	【技術的能力】低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）	1.4-25
(c)	【自主対策】復水輸送系による残存溶融炉心の冷却	1.4-26
(d)	【自主対策】消火系による残存溶融炉心の冷却	1.4-26
b.	優先順位	1.4-26
1.4.2.2	発電用原子炉停止中における対応手順	1.4-28
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1.4-28
a.	低圧代替注水	1.4-28
(a)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	1.4-28
(b)	【技術的能力】低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）	1.4-28

(c) 【自主対策】復水輸送系による原子炉压力容器への注水 .....	1.4-28
(d) 【自主対策】消火系による原子炉压力容器への注水 .....	1.4-28
b. 優先順位 .....	1.4-28
c. 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 .....	1.4-29
(a) 【自主対策】原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 .....	1.4-29
(2) サポート系故障時の手順等 .....	1.4-29
a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 .....	1.4-29
b. 優先順位 .....	1.4-29
1.4.2.3 復旧に係る手順 .....	1.4-30



## I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
2.3 全交流動力電源喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） （炉心損傷防止・サポート系故障） 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
2.4 崩壊熱除去機能喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 （炉心損傷防止・サポート系故障） 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水
2.6 LOCA 時注水機能喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障） 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	（格納容器破損防止・フロントライン系故障） 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
3.4 水素燃焼	（格納容器破損防止・フロントライン系故障） 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
5.2 全交流動力電源喪失	（運転停止中原子炉の燃料損傷防止・フロントライン系故障） 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 （炉心損傷防止・サポート系故障） 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

## II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・ 第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 4項（以下「第47条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・ 有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.4.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第47条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系を、また、発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。これらの設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定している。また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定している。以上から、「第47条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第47条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定しており、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第47条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（参照：「第1.4-1 図 機能喪失原因対策分析」）、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水モード）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）並びに低圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障を想定すること、さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定することを確認した。</p> <p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていること、想定する故障と対応策との関係について、「第1.4-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第47条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての主な確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第47条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 可搬型重大事故防止設備として低圧原子炉代替注水系（可搬型）を用いた原子炉圧力容器への注水のための大量送水車等の設備及び手順等</p> <p>② 低圧原子炉代替注水系（常設）を用いた原子炉圧力容器への注水のための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱のための常設代替交流電源設備等の設備及び手順等※</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。</p> <p>⑤ 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等</p> <p>※ 代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>また、第47条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水のための設備及び手順等</p> <p>② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱のための設備及び手順等</p> <p>これらの確認結果から、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第47条等」で求められている手順		
	規制要求事項	確認結果（島根2号）
【設備（配備）】※1	<p>第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）重大事故防止設備</p> <p>a）可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b）炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	<p>第47条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>（1）</p> <p>a）可搬型重大事故防止設備を用いた低圧代替注水を行うため、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>b）炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた低圧代替注水を行うため、低圧原子炉代替注水系（常設）を重大事故等対処設備として整備する。</p>
【技術的能力】※2	<p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a）可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>（2）復旧</p> <p>a）設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	<p>（1）</p> <p>a）可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を以下のとおり整備する。</p> <p>○ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）のための手順等 低圧原子炉代替注水系（可搬型）を用いた低圧代替注水を行う。この手順では、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を実施する。</p> <p>（2）</p> <p>a）設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水のための手順等 常設代替交流電源設備により残留熱除去系（低圧注水モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水する。</p>

		<p>○ 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水のための手順等          常設代替交流電源設備により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>
--	--	---

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

○ 有効性評価（第37条）で求められている手順  
 有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。  
 「低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」、「低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」、「残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」、「残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱」

1.4.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第47条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第47条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.4.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第47条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 可搬型重大事故防止設備を用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱及び低圧炉心スプレイ・ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合における原子炉圧力容器に残存する溶融炉心の冷却。そのために、大量送水車、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されている。</p> <p>a. 「低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」</p> <p>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する※。この手順では、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計15名により、130分以内実施する。</p> <p>※低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段（自主対策設備を含む。）は、準備が完了したもののうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>b. 「低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」</p> <p>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>上に維持できない場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内実施する。</p> <p>c. 「原子炉運転中における残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水及び原子炉停止中における残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱」</p> <p>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去ポンプの電源が復旧した場合には、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を以下のとおり実施する。</p> <p>（ア）原子炉運転中において残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行う場合、1名により、10分以内                  （イ）原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行う場合、計3名により、35分以内</p> <p>なお、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理されていることを確認した。</p> <p>d. 「低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」</p> <p>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系（低圧注水モード）の電源が復旧できず、低圧炉心スプレイ・ポンプの電源が復旧できた場合には、低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧炉心スプレイ・ポンプの起動等を1名により、10分以内実施する。</p> <p>なお、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理されていることを確認した。</p> <p>e. 「低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」</p> <p>原子炉圧力容器が破損したと判断※した場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内実施する。</p> <p>※原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。（以降も同様）</p> <p>f. 「低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」</p> <p>原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計15名により、130分以内実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>上記で選定した手順について、a) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、b) 必要な通信連絡設備を確保していること、c) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.4.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために、低圧原子炉代替注水系（可搬型）又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱除去ポンプの電源復旧による原子炉圧力容器への注水又は原子炉圧力容器からの除熱を必要な対策としていることを確認した。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第47条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>これらの対策は、(1) a. 2) a.、b.、c. 及びd. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>発電用原子炉運転中における対応手順及び発電用原子炉運転停止中における対応手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.4.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備等が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的対策として、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等並びに原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) フロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等                      フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.4.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備                      原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」                      復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を、残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には、1名により、20分以内に、残留熱除去系（B）又は（C）注入配管を使用する場合には、計3名により、30分以内に実施する。</p> <p>b. 「消火系による原子炉圧力容器への注水」                      復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を、残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には、1名により、25分以内に、残留熱除去系（B）又は（C）注入配管を使用する場合には、計3名により、30分以内に実施する。</p> <p>c. 「原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱」                      原子炉停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備が使用可能な場合には、原子炉浄化系による原子炉圧力容器からの除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、原子炉浄化補助ポンプの起動等を計3名により、70分以内に実施する。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等                      原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却のための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.4.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備                      炉心の著しい損傷及び溶融の発生により、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却するための設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「復水輸送系による残存溶融炉心の冷却」</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p data-bbox="1092 233 2831 310">原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内実施する。</p> <p data-bbox="1068 369 1546 401">a. 「消火系による残存溶融炉心の冷却」</p> <p data-bbox="1092 415 2831 535">原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できず、かつ、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内実施する。</p>

○個別手順の確認

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

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 低圧代替注水

(a) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧原子炉代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」、並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」並びに運転停止中の燃料破損防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、<b>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</b>（※）としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（※）低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段（自主対策設備を含む。）は、準備が完了したもののうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>b. 判断基準である「<b>原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</b>」を「原子炉圧力容器内の水位」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.4-8図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなど</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.4.4-1において、以下のとおり示されている。</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・ 作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を着用又は携帯して作業を行う。</li> </ul>
--	---

(b) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「解釈1（1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a）可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順を整備すること」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	<p>a. 当該手順では、<b>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</b>（※）としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（※）低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段（自主対策設備を含む。）は、準備が完了したもののうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p>
b. 着手タイミング	<p>b. 判断基準である「<b>原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</b>」を「原子炉圧力容器内の水位」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p>
c. 判断計器	<p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等	
a. 操作手順	<p>a. 当該手順は、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を行う手順であり、「第1.4-16図、第1.4-17図及び第1.4-19図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p>
b. 所要時間等	<p>b. <b>この手順では、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計15名により、130分以内</b>に実施することを確認した。</p>
c. 操作計器	<p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していること</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなど</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.4.4-4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。</li> </ul>
--	---

(c) 【自主対策】復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、復水輸送系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する（※）としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（※）低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段（自主対策設備を含む。）は、準備が完了したものうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>当該手順は、システムの構成、復水輸送ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.4-10図及び第1.4-11図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>この手順では、システムの構成、復水輸送ポンプの起動等を、残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には、1名により、20分以内に、残留熱除去系（B）又は（C）注入配管を使用する場合には、計3名により、30分以内に実施するとしており、確認した。</p>

(d) 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、消火系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する（※）としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p>



確認事項	確認結果（島根2号）
<p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>(※) 低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段（自主対策設備を含む。）は、準備が完了したもののうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>b. 当該手順は、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.4-13 図及び第 1.4-14 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を、残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合には、1名により、25分以内に、残留熱除去系（B）又は（C）注入配管を使用する場合には、計3名により、30分以内に実施する」としていることを確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉運転中におけるフロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.4-33 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。（準備については、同時並行で実施される。）</p> <p>a. 外部電源、代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>b. 低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。また、復水輸送系又は消火系による原子炉圧力容器への注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であるものを優先して使用する※1。</p> <p>c. 交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する※2。</p> <p>注入配管優先順位</p> <p>※1</p> <p>優先①：残留熱除去系（A）注入配管（中央制御室からの操作が可能）</p> <p>優先②：残留熱除去系（B）注入配管</p> <p>優先③：残留熱除去系（C）注入配管</p> <p>※2</p> <p>優先①：残留熱除去系（A）注入配管（注水流量が多い）</p> <p>優先②：残留熱除去系（B）注入配管</p>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水（運転中）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱（停止中）

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、原子炉運転中においては、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器へ注水を、原子炉停止中においては、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 4にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」及び「崩壊熱除去機能喪失」、並びに運転停止中の燃料破損防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、<b>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去ポンプの電源が復旧した場合には、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱の手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去ポンプの電源が復旧した場合</b>」を「電源」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「C-メタクラ母線電圧」、「D-メタクラ母線電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.4-21図 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート及び第1.4-27図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を以下のとおり実施する</b>ことを確認した。</p> <p><b>（ア）原子炉運転中において残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行う場合、1名により、10分以内</b></p> <p><b>（イ）原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行う場合、計3名により、35分以内</b></p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>原子炉運転中における残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。また、原子炉停止中における残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱手順のアクセスルートの確保等については以下の通りであることなどを確認した。</p> <p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していること</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.4.4-8において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備のうち、使用可能な設備より、中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・ 作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を着用又は携帯して作業を行う。</li> </ul>
--	---

b. 【技術的能力】 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手段である。このための設備は、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、低圧炉心スプレイ・ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。                  なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、<b>全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系（低圧注水モード）の電源が復旧できず、低圧炉心スプレイ・ポンプの電源が復旧できた場合には、低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系（低圧注水モード）の電源が復旧できず、低圧炉心スプレイ・ポンプの電源が復旧できた場合</b>」を「電源」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「C-メタクラ母線電圧」、「D-メタクラ母線電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、低圧炉心スプレイ・ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.4-23図 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、系統の構成、低圧炉心スプレイ・ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉運転中におけるサポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.4-33 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転が可能であれば、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水を実施し、発電用原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱を実施する。</li> <li>b. 残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧できず、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転が可能であれば、低圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>c. 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合、原子炉補機代替冷却系を設置し、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水を実施し、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却系の設置に時間を要することから、低圧原子炉代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</li> </ul>

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 【技術的能力】低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、ペDESTAL代替注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」に係る手段である。このための設備は、「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>低圧原子炉代替注水ポンプ</b> 、 <b>低圧原子炉代替注水槽</b> 及び <b>常設代替交流電源設備</b> を <b>重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. <b>原子炉圧力容器が破損したと判断</b> （※） <b>した場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する</b> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 （※）原子炉圧力指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。  b. 判断基準である「 <b>原子炉圧力容器が破損したと判断した場合</b> 」を「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。  c. 手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉圧力」、「原子炉圧力（SA）」、「ドライウエル圧力（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。  b. 当該手順は、 <b>系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計 3 名により、20 分以内に実施する</b> ことを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.4-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	操作手順は「(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」と同様であることから、アクセスルートの確保等も同様である。

(b) 【技術的能力】 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、ペDESTAL代替注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」に係る手段である。このための設備は、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. <b>原子炉圧力容器が破損したと判断</b>（※）<b>した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 （※）原子炉圧力指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL雰囲気温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。</p> <p>b. 判断基準である「<b>原子炉圧力容器が破損したと判断した場合</b>」を「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉圧力」、「原子炉圧力（SA）」、「ドライウエル圧力（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」と同様であることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、大量送水車の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計15名により、130分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	操作手順は「(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」と同様であることから、アクセスルートの確保等も同様である。

(c) 【自主対策】復水輸送系による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、ペDESTAL代替注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、復水輸送系により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (c) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」のうち残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合と同様であることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順は、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施することを確認した。

(d) 【自主対策】消火系による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、ペDESTAL代替注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、消火系により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.4-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できず、かつ、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心の冷却の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (d) 消火系による原子炉圧力容器への注水」のうち残留熱除去系（A）注入配管を使用する場合と同様であることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内に実施することを確認した。

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順の選択について、「第1.4-33図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。  a. 代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。 b. 低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水し、残存し



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>た熔融炉心を冷却する。なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p>c. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。また、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用※する。</p> <p>※注入配管優先順位                      優先①低圧原子炉代替注水配管（A）（注水流量が多い）                      優先②低圧原子炉代替注水配管（B）</p>

1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 低圧代替注水

(a) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

当該手順は、原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧原子炉代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.4.2.1(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。

（※）運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。

(b) 【技術的能力】低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

確認結果（島根2号）

当該手順は、原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.4.2.1(1) a. (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」と同様であることを確認した。

(c) 【自主対策】復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

当該手順は、原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、復水輸送系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が「第1.4-4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.4.2.1(1) a. (c) 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。

(d) 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

当該手順は、原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、消火系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が「第1.4-4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.4.2.1(1) a. (e) 消火系による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉停止中におけるフロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第1.4-33 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、1.4.2.1(1)b.と同様であることを確認した。</p>

c. 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱

(a) 【自主対策】原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、非常用電源が使用可能な場合において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合に、原子炉浄化系により発電用原子炉からの除熱を行うものであり、そのための自主対策設備が「第 1.4-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 原子炉停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱ができない場合であって、非常用交流電源設備が使用可能な場合には、原子炉浄化系による原子炉圧力容器からの除熱の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、システムの構成、原子炉浄化補助ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.4-25 図 原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順では、この手順では、システムの構成、原子炉浄化補助ポンプの起動等を計 3 名により、70 分以内に実施することを確認した。

(2) サポート系故障時の手順等

a. 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	1.4.2.1(2)a. に記載のとおり。
2) 手順等の方針	1.4.2.1(2)a. に記載のとおり。
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	
b. 着手タイミング	
c. 判断計器	
②必要な人員等	1.4.2.1(2)a. に記載のとおり。
a. 操作手順	
b. 所要時間等	
c. 操作計器	
③アクセスルートの確保等	1.4.2.1(2)a. に記載のとおり。
a. アクセスルート	
b. 通信設備等	
c. 作業環境	

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	1.4.2.1(2)c. に記載のとおり。

## 1.4.2.3 復旧に係る手順

## 確認結果（島根2号）

重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手順が、「1.4.2.1（2）a. 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水（運転中）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱（停止中）」及び「1.4.2.1（2）b. 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」として整備されていることを確認した。対応する手順着手の判断基準等については、前述のとおり。

表2 自主対策における自主対策設備

分類		対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉運転中	フロントライン系故障時	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉圧力容器への注水の代替手段となり得る。
		消火系による原子炉圧力容器への注水	補助消火ポンプ及び補助消火水槽、消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉圧力容器への注水の代替手段となり得る。
原子炉運転停止中	フロントライン系故障時	原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱	原子炉浄化補助ポンプ、原子炉浄化系非再生熱交換器等	原子炉運転停止直後の原子炉を除熱するための十分な熱交換量が確保できず、また、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、原子炉浄化系非再生熱交換器への原子炉補機冷却系の通水が可能であれば、原子炉圧力容器から除熱する手段となり得る。
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	復水輸送系による残存溶融炉心の冷却	復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
		消火系による残存溶融炉心の冷却	補助消火ポンプ及び補助消火水槽、消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.5及び設置許可基準規則第48条）

I	要求事項の整理	1.5-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.5-4
1.5.1	対応手段と設備の選定	1.5-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.5-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.5-4
1.5.2	重大事故等時の手順等	1.5-9
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.5-9
	a. 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.5-9
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.5-10
	(2) 優先順位について	1.5-11
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.5-11
1.5.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.5-14
	(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	1.5-14
	1) 【自主対策】残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5-14
	(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）	1.5-14
	1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5-14
	2) 【自主対策】耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5-20
	(3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）	1.5-21
	1) 【技術的能力】格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1.5-21
	2) 【自主対策】耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1.5-23
	(4) 優先順位	1.5-23
1.5.2.2	サポート系故障時の手順等	1.5-24
	(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	1.5-24
	1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉補機代替冷却系による除熱	1.5-24
	2) 【自主対策】大型送水ポンプ車による除熱	1.5-25
	(2) 優先順位	1.5-25

## I 要求事項の整理

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

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

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

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

### <設置許可基準規則第48条>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失 2.4 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） 2.6 LOCA時注水機能喪失	（炉心損傷防止・フロントライン系故障時） ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
2.4 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が故障した場合）	（炉心損傷防止・サポート系故障時） ・原子炉補機代替冷却系による除熱
5.2 全交流動力電源喪失	（運転停止中原子炉の燃料損傷防止・サポート系故障時） ・原子炉補機代替冷却系による除熱



## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第48条及び重大事故等防止技術的能力基準1.5項（以下「第48条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。

・申請者が自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.5.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第48条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却機能である。これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第48条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第48条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定するとしており、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失原因対策分析の結果（参照：「第1.5-1図 機能喪失原因対策分析」）、フロントライン系の故障として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障等を想定する。また、サポート系の故障として、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.5-1図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第48条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>2) 第48条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第48条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 所内車載代替の最終ヒートシンクシステムとして移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いた原子炉補機代替冷却を実施するための設備及び手順等</p> <p>② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器フィルタベント系及び手順等</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉補機代替冷却を実施するための移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び手順等</p> <p>② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器フィルタベント系及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第48条等」等で求められている手順		確認結果（島根2号）
規制要求事項		
<p>【設備（配備）】※1 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>【設備（措置）】※2 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、サブレーションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。 加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> <p>（参考：50条3b）</p> <p>b) 上記3a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃が</p>	<p>第48条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、格納容器フィルタベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b) については、1.5.2.1以降に示す。なお、格納容器フィルタベント系については、第50条における設備の設計方針に示す。</p> <p>c) 所内車載代替の最終ヒートシンクシステムとして移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いた原子炉補機代替冷却を実施するための設備及び手順等を整備する。（なお、時間余裕の観点については、有効性評価「2.4 崩壊熱除去機能喪失」で確認した。） 加えて、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器フィルタベント系を整備する。</p> <p>d) 格納容器フィルタベント系は、可燃性ガスの爆発防止対策として、使用する前に窒素ガスで置換することなどから、基準規則解釈第50条3b)に準じている。なお、詳細は第48条及び第50条における設備の設計方針に示す。また、格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。（なお、有効性評価 炉心損傷防止対策において敷地境界での線量評価が5mSv以下であることを確認した。） 格納容器フィルタベント系の設計方針は、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条）」にて以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>i) 当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設置する設計とする。</p> <p>ii) 排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、当該系統内を可搬式窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、使用後は可搬式窒素供給装置を用いて、系統内を不活性ガスにて置換できる設計とする。これにより、格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラビング水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。</p>	

	<p>し装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>（参考：実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 2.2.1 (6)）</p> <p>（6）格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する。</p>	<p>iii) 格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる窒素ガス制御系、非常用ガス処理系及び格納容器フィルタベント系の配管等は、他号炉とは共用しない。また、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>iv) 重大事故等対策の有効性評価において、格納容器フィルタベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また、格納容器ベント停止後に再度、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器内圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合には原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。</p> <p>v) 格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作機構により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。また、電動弁については常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）からの給電により、中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。</p> <p>vi) 格納容器フィルタベント系を使用する際に、操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作機構を介した操作場所は、原子炉建物付属棟とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。</p> <p>vii) 圧力開放板については、待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁として設置する。また、バイパス弁は併置しないものの、圧力開放板は原子炉格納容器からの排気圧力（427kPa[gage]）と比較して十分に低い圧力である約 80kPa[gage]にて破裂する設計であり、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計とする。</p> <p>viii) 原子炉格納容器との接続位置は、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも格納容器フィルタベント系を用いた排気を実施することができる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気では、サブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。</p> <p>ix) 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器及び使用時に高線量となる配管、機器等は、第1ベントフィルタ格納槽内に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器等の周囲には遮蔽体を設け、格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。</p>
<p>【技術的能力】<sup>※3</sup></p>	<p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心損傷防止</p>	<p>上欄 c) 参照。</p>

	<p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。</p>	
--	---	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第48条のうち、設備等の設置に関する要求事項  
 ※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項  
 ※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.5

○有効性評価（第37条）で求められている手順  
 有効性評価で解析上考慮されている手順は以下の通りであることを確認した。  
 ・「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」、「原子炉補機代替冷却系による除熱」

1.5.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第48条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第48条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.5.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第48条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却。そのために、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、格納容器フィルタベント系（第1ベントフィルタスクラバ容器、遠隔手動弁操作機構等）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「原子炉補機代替冷却系による除熱」のための手順</p> <p>原子炉補機冷却系の故障等により原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合には、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補機冷却水供給操作等を、計20名により、440分以内に実施する。</p> <p>b. 「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷前において、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、格納容器隔離弁（第2弁）の操作等を計5名により、45分以内に実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。</p> <p>（ア）格納容器代替スプレイが実施できない場合</p> <p>（イ）格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合</p> <p>この手順では、格納容器隔離弁（第1弁）の操作を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>c. 「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」のための手順</p> <p>全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）等の現場操作を計5名により、80分以内に実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>ント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。</p> <p>（ア）格納容器代替スプレイが実施できない場合</p> <p>（イ）格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合</p> <p>この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計2名により、90分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 手順を設定して明確化していること、b) 現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと、f) 炉心損傷前の格納容器ベントの開始を原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合において、格納容器代替スプレイが実施できない場合又は格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合としていること、g) 残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が可能であること、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能が使用可能であること、並びに可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能であることなどを確認した場合には、格納容器隔離弁（第1弁）を全閉し、格納容器ベントを停止する（※）ことを基本とし、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し適切に対応することなどを確認した。</p> <p>（※）なお、格納容器隔離弁（第1弁）を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能がさらに1系統回復するなど、より安定的な状態になった場合に格納容器隔離弁（第2弁）を全閉にしている。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.5.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却並びに格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を必要な対策としていることを確認した。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>これらの対策は、(1) a. 2) a. 及びb. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	第48条等に基づき、フロントライン系故障時及びサポート系故障時の手順について、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.5.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<b>フロントライン系及びサポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている</b>ことを確認した。</p> <p>(1) <b>フロントライン系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等</b> フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.5.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 <b>最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を構成するフロントライン系の機能を代替するための設備</b>（「表2 自主対策における自主対策設備」参照） <b>を用いた主な手順等を以下のとおりとしている</b>ことを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順 <b>残留熱除去ポンプの故障等により、最終ヒートシンクに熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水の確保が可能である場合、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、システムの構成及び補機冷却水の確保等を1名により、30分以内に実施する。</b></p> <p>b. 「耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順 <b>炉心損傷前において、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力(245kPa[gage])以下に維持できない場合であって、格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、格納容器隔離弁(第2弁)の操作等を1名により、20分以内に実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。</b> <b>(ア) 格納容器代替スプレイが実施できない場合</b> <b>(イ) 格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合</b> <b>この手順では、格納容器隔離弁(第1弁)の操作等を1名により、10分以内に実施する。</b></p> <p>b. 「耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順(現場操作)」</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手する。この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）の現場操作等を計5名により、150分以内に実施する。その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。</p> <p>（ア）格納容器代替スプレイが実施できない場合</p> <p>（イ）格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3m に到達した場合</p> <p>この手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計2名により、90分以内に実施する。</p> <p>（2）サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等</p> <p>サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.5.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を代替するための大型送水ポンプ車（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>ここで、大型送水ポンプ車は、原子炉補機代替冷却の場合は重大事故等対処設備として使用するが、原子炉補機冷却系に直接海水を注水する場合は自主対策設備として使用する。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「原子炉補機冷却系への海水注水」</p> <p>移動式代替熱交換設備の故障等により原子炉補機代替冷却ができない場合には、大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却系への海水注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大型送水ポンプ車の移動等を計11名により、420分以内に実施する。</p>

○個別手順の確認

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

1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

1) 【自主対策】残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 残留熱除去ポンプの故障等により、最終ヒートシンクに熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水の確保が可能である場合、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、系統の構成、補機冷却水の確保等を行う手順であり、「第1.5-8図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーを実施する場合）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、系統の構成、補機冷却水の確保等を1名により、30分以内に実施するとしていることを確認した。

(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合）

1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、格納容器フィルタベント系（第1ベントフィルタスクラバ容器、遠隔手動弁操作機構等）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。 （※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」及び「LOCA時注水機能喪失」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断	
a. 判断基準	a. 炉心損傷前において、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手し、その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 (ア) 格納容器代替スプレーが実施できない場合 (イ) 格納容器代替スプレーによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「炉心損傷前において、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。

確認事項	確認結果（島根2号）
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「ドライウェル圧力（SA）」、「サブプレッション・チェンバ圧力（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために格納容器フィルタベント系の系統構成等を行う手順であり、「第1.5-12図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（W/W）タイムチャート」、「第1.5-13図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（D/W）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. 原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順では、 <b>格納容器隔離弁（第2弁）の操作等を計5名により、45分以内に実施し</b> 、原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順では、 <b>格納容器隔離弁（第1弁）の操作を1名により、10分以内に実施する</b> としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b> を確認した。
b. 通信設備等	b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b> を確認した。
c. 作業環境	c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b> を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.4-2において、以下のとおり示されている。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・連絡手段について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。また、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</li> </ul>

以下、b.～f.は、上記a.の附属操作であることを確認した。

**b. 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車により第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施するものである。なお、有効性評価の条件下において、格納容器フィルタベント系を使用する場合、事故発生後7日間は、外部からのスクラビング水を補給しなくても、スクラバ容器内に必要となるスクラビング水を保有することができることを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断	
a. 判断基準	a. 第1ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合に当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「第1ベントフィルタスクラバ容器水位」を監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「スクラバ容器水位」であることを確認した。また、その計器が「第1.5-2表 重

確認事項	確認結果（島根2号）
	大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、大量送水車を用いて、第1ベントフィルタスクラバ容器へ注水を行う手順であり、「第1.5-15 図 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. この手順では、大量送水車による注水開始を計13名により、2時間10分以内に実施し、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）完了まで2時間30分以内で可能であるとしていることを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具及び照明を整備することを確認した。
b. 通信設備等	b. 円滑に作業できるように、通信連絡設備を整備することを確認した。
c. 作業環境	c. 炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能であることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.4-2において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。 ・作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した汚染防護服、被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。

c. 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベントにより原子炉格納容器内から排気されたガスが格納容器フィルタベント系の配管内及び第1ベントフィルタスクラバ容器内で凝縮し、その凝縮水が第1ベントフィルタスクラバ容器に溜まることで第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合に、格納容器フィルタベント系機能維持のため第1ベントフィルタスクラバ容器の排水を実施するものであることを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断	
a. 判断基準	a. 第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断した場合には、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「第1ベントフィルタスクラバ容器水位」を監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目の計器が「スクラバ容器水位」で監視することとしており、それらの計器が「第1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、ドレン移送ポンプ、FCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁等の電源確保の確認及びFCVS第1ベントフィルタスクラバ容器1次ドレン弁等の操作を実施するものであり、「第1.5-17 図 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、弁の操作等を1名により実施し、作業開始を判断してから第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）完了まで2時間20分以内で可能であるとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

d. 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施するものであることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 炉心損傷※1前において、格納容器ベント移行条件※2に達した場合には、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（GAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（GAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2 原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷前において、格納容器ベント移行条件に達した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「ドライウェル圧力（SA）」、「サプレッション・チェンバ圧力（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p>	<p>a. 当該手順は、可搬式窒素供給装置の配備、系統構成等を行う手順であり、「第1.5-19 図 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順において、可搬式窒素供給設備の配備、系統構成、可搬式窒素供給装置の起動等を計5名により、2時間以内実施するとしていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具及び照明を整備し、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保することを確認した。
b. 通信設備等	b. 円滑に作業できるように、通信連絡設備を整備することを確認した。
c. 作業環境	c. 炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであることから、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業可能であることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.4-2において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、有線式通信設備、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。 ・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。

e. 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水抜き）によりスクラビング水に含まれる薬液が排水されることでスクラビング水の pH が規定値よりも低くなることを防止するため薬液を補給するものであることを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断	
a. 判断基準	a. 排気ガスの凝縮水により、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合には、第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH 調整の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「排水を行った」ことを確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 手順着手の判断基準は「排水を行った場合」であり、計器を見て手順着手を判断するわけではないため、手順着手の判断に必要な監視項目及び監視計器等は特になくしていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、薬液補給のため FCVS 薬品注入タンク出口弁等の全開操作、ドレン移送ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.5-21図 第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水 pH調整 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. この手順では、薬液補給のため FCVS 薬品注入タンク出口弁等の全開操作、ドレン移送ポンプの起動等を1名により、15分以内を実施するとしていることを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2図 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

確認事項	確認結果（島根2号）
b. 通信設備等	
c. 作業環境	

f. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給するものである。なお、有効性評価における原子炉格納容器内の圧力評価により、事故発生後7日間は窒素ガスを供給しなくても原子炉格納容器が負圧破損に至る可能性はないことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準	a. 炉心損傷※1前において、格納容器ベント移行条件※2に達した場合には、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 ※2 原子炉格納容器内の圧力が245kPa [gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「炉心損傷前において、格納容器ベント移行条件に達した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「ドライウェル圧力（SA）」、「サプレッション・チェンバ圧力（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順	a. 当該手順は、可搬式窒素供給装置の配備、ホース敷設・接続等を行う手順であり、「第1.5-23図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. この手順において、可搬式窒素供給装置の配備、ホース敷設・接続、可搬式窒素供給装置の起動等を計2名により、2時間以内を実施するとしていることを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート	a. 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具及び照明を整備する。また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保することを確認した。
b. 通信設備等	b. 円滑に作業できるように、通信連絡設備を整備することを確認した。
c. 作業環境	c. 炉心損傷がない状況下での格納容器ベントであるため、本操作における作業エリアの被ばく線量率は低く、作業は可能であることを確認した。 具体的には、以下のとおり確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.4-3において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。



確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。</li> <li>・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。</li> </ul>

2) 【自主対策】 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.5-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	<p>a. 炉心損傷前において、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手し、その後、原子炉格納容器内の圧力が 384kPa[gage] に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p style="margin-left: 20px;">(ア) 格納容器代替スプレイが実施できない場合</p> <p style="margin-left: 20px;">(イ) 格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約 1.3m に到達した場合</p> <p>b. 当該手順は、系統構成、ベント実施操作等を行う手順であり、「第 1.5-25 図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（W/W） タイムチャート」、「第 1.5-26 図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（D/W） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順では、格納容器隔離弁（第 2 弁）の操作等を 1 名により、20 分以内に実施し、原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順では、格納容器隔離弁（第 1 弁）の操作等を 1 名により、10 分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

以下、b. は、上記 a. の附属操作であることを確認した。

b. 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、格納容器ベント停止後において、耐圧強化ベントラインに水素ガスが滞留しないよう、耐圧強化ベントラインの窒素ガスによるパージを実施するものであることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷※1前において、格納容器ベント移行条件※2に達した場合には、耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>※1 格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2 原子炉格納容器内の圧力が245kPa[gage]に到達した場合に格納容器ベント準備を開始する。</p> <p>b. 当該手順は、可搬式窒素供給装置の配備、系統構成等を行う手順であり、「第1.5-28 図 耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順において、可搬式窒素供給設備の配備、系統構成、可搬式窒素供給装置の起動等を計3名により、2時間以内に実施するとしていることを確認した。</p>

(3) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）

1) 【技術的能力】格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

a. 【技術的能力】格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ輸送するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.5-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>格納容器フィルタベント系（第1ベントフィルタスクラバ容器、遠隔手動弁操作機構等）を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <b>全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順に着手し、その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p><b>（ア）格納容器代替スプレイが実施できない場合</b></p> <p><b>（イ）格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合</b></p> <p>b. 判断基準である「全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない場合」を監視項目である「電源」、「原子炉格納容器内の圧力」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「電源」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「C-メタクラ母線電圧」、「D-メタクラ母線電圧」「ドライウエル圧力（SA）」、「サプレッション・チェンバ圧力（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために格納容器フィルタベント系の系統構成等を行う手順であり、「第 1.5-30 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）(W/W) タイムチャート」、「第 1.5-31 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）(D/W) タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順では、<u>遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）等の現場操作を計5名により、80分以内に実施</u>し、原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順では、<u>遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計2名により、90分以内に実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.5.4-2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・連絡手段について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。また、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作機構は、原子炉建物付属棟に設置している。</li> </ul>

上記 a. の附属操作である第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水抜き)、格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ、第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給は、1.5.2.1(2)1)と同様であることを確認した。

2) 【自主対策】耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

a. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（245kPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器フィルタベント系の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の順に着手し、その後、原子炉格納容器内の圧力が384kPa[gage]に到達した場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>（ア）格納容器代替スプレイが実施できない場合 （イ）格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合</p> <p>b. 当該手順は、系統構成、ベント実施操作等を行う手順であり、「第1.5-33図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（W/W）タイムチャート」、「第1.5-34図 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）（D/W）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 原子炉格納容器内の減圧及び除熱の準備の手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）の現場操作等を計5名により、150分以内に実施し、原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順では、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計2名により、90分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

上記 a. の附属操作である耐圧強化ベントライン停止後の窒素ガスパージは、1.5.2.1(2)2)と同様であることを確認した。

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時に、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段である格納容器フィルタベント系及び自主対策である耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（それぞれ現場操作含む。）の対応手順の選択について、「第1.5-41図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 残留熱除去系の機能喪失時において、原子炉補機代替冷却系の設置が完了し、残留熱代替除去系が起動できる場合は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>b. 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保を実施する際の接続口の選択は、緊急時対策要員による操作対象弁が少ないものを優先して使用※する。</p> <p>c. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>d. 格納容器フィルタベント系が機能喪失した場合は耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>e. 格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベントラインによる格納容器ベントは、弁の駆動電源及び空気源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>f. 格納容器フィルタベント系又は耐圧強化ベントラインを用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由する経路を第二優先とする。</p> <p>※接続口の優先順位 優先①：原子炉建物南側接続口（操作対象弁2弁）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	優先②：原子炉建物西側接続口（操作対象弁4弁）

1.5.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉補機代替冷却系による除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、原子炉補機代替冷却系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が故障した場合）」、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断	
a. 判断基準	a. <u>原子炉補機冷却系の故障等により原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合には、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「原子炉補機冷却水系の故障等により原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合」を監視項目である「電源」、「原子炉格納容器内の温度」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、その監視項目のための計器が「C-メタクラ母線電圧」、「サプレッション・チェンバ温度(SA)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車の配備、ホース敷設等を行う手順であり、「第1.5-36図 原子炉補機代替冷却系による除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. <u>この手順では、システムの構成、補機冷却水供給操作等を、計20名により、440分以内に実施する</u> としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。
b. 通信設備等	b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u> を確認した。
c. 作業環境	c. <u>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.4-5において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・連絡手段について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備、（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</li> </ul>

2)【自主対策】大型送水ポンプ車による除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 対策と設備</p>	<p>当該手順は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合、残留熱除去系を使用した除熱戦略ができなくなるため、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保するが、移動式代替熱交換設備が機能喪失した場合は、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、大型送水ポンプ車により、原子炉補機冷却系に海水を注入することで補機冷却水を供給するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.5-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>ここで、大型送水ポンプ車は、原子炉補機代替冷却の場合は重大事故等対処設備として使用するが、原子炉補機冷却系に直接海水を注水する場合は自主対策設備として使用することを確認した。</p>
<p>②手順着手の判断等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 移動式代替熱交換設備の故障等により原子炉補機代替冷却ができない場合には、大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却系への海水注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、大型送水ポンプ車の配置、系統構成等を行う手順であり、「第1.5-38図 大型送水ポンプ車による除熱 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、大型送水ポンプ車の移動等を計11名により、420分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時として、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保及び大量送水ポンプ車による補機冷却水確保の対応手順の選択について、「第1.5-41図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合は、原子炉補機代替冷却系により海へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系を使用して原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。</p> <p>b. 原子炉補機代替冷却系が故障等により熱を輸送できない場合は、大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却系へ直接海水を送水し、残留熱除去系を使用して原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱を行う。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系故障時	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ	残留熱除去系と同等の系統流量を確保できないものの、原子炉格納容器及び原子炉圧力容器へ注水し、循環冷却することにより、原子炉格納容器の減圧及び除熱を行うことが可能な設備であるため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する手段となり得る。
	耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベントライン	排出経路に空気作動の隔離弁を設置しており、人力により容易かつ確実に開操作することが困難であるものの、空気ポンベから駆動用ガスを供給し、操作を可能とすることで、格納容器フィルタベント系が使用できない場合は、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する手段となり得る。
サポート系故障時	大型送水ポンプ車による除熱	大型送水ポンプ車（原子炉補機冷却系に直接海水を注水する場合）	原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を注水するため、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるものの、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）と合わせて使用することで、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.6及び設置許可基準規則第49条）

I	要求事項の整理	1.6-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.6-6
1.6.1	対応手段と設備の選定	1.6-6
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.6-6
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.6-7
1.6.2	重大事故等時の手順等	1.6-11
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.6-11
a.	第49条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.6-11
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.6-12
(2)	優先順位について	1.6-13
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.6-13
1.6.2.1	炉心損傷防止の対応手順	1.6-16
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1.6-16
a.	格納容器代替スプレイ	1.6-16
(a)	【技術的能力】格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-16
(b)	【自主対策】復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-17
(c)	【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-17
(d)	【技術的能力、有効性評価（37条）】格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）	1.6-18
b.	優先順位	1.6-19
(2)	サポート系故障時の手順等	1.6-20
a.	復旧	1.6-20
(a)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-20
(b)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱	1.6-21
b.	優先順位	1.6-22
1.6.2.2	格納容器破損防止の対応手順	1.6-23
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1.6-23
a.	原子炉格納容器代替スプレイ	1.6-23
(a)	【技術的能力】格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-23
(b)	【自主対策】復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-23
(c)	【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-23
(d)	【技術的能力、有効性評価（37条）】原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-23
b.	格納容器代替除熱	1.6-24
(a)	【自主対策】ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	1.6-24
c.	優先順位	1.6-24
(2)	サポート系故障時の手順等	1.6-25
a.	復旧	1.6-25



(a) 【技術的能力】 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ ..... 1.6-25

(b) 【技術的能力】 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱 ..... 1.6-25

b. 優先順位 ..... 1.6-25

## I 要求事項の整理

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

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

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

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

<設置許可基準規則第49条>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

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

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）
2.3 全交流動力電源喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） (炉心損傷防止・サポート系故障) 残留熱除去系（格納容器冷却モード）電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却モード）電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱
2.4 崩壊熱除去機能喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） (炉心損傷防止・サポート系故障) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却モード）電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱
2.6 LOCA 時注水機能喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	(格納容器破損防止・フロントライン系故障) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）

## II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・ 第49条及び重大事故等防止技術的能力基準1.6項（以下「第49条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・ 有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.6.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第49条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を設置している。これらの設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第49条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第49条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定するとしており、申請者がフォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第49条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.6-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系故障として、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.6-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第49条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第49条等の要求事項に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>①格納容器代替スプレイ系（常設）を用いた格納容器代替スプレイを実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>②格納容器代替スプレイ系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイを実施するための大量送水車の設備及び手順等</p> <p>また、有効性評価（第37条）※1において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>※1 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」についての有効性評価をいう。</p> <p>① 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器代替スプレイを実施するための設備及び手順等</p> <p>② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプ（格納容器冷却モード）を用いた原子炉格納容器からの除熱を実施するための常設代替交流電源設備等の設備及び手順等※2</p> <p>※2 代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>③ 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却系喪失時に、電源又は原子炉補機冷却機能を復旧させることによる残留熱除去ポンプ（サプレッション・プール水冷却モード）を用いたサプレッション・プール水の除熱を実施するための移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、常設代替交流電源設備等の設備及び手順等※3</p> <p>※3 原子炉補機代替冷却系に関する設備及び手順等については、「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」において、代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 14 電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>これらの確認結果から、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第49条等」で求められている手順		確認結果（島根2号）
	規制要求事項	
【設備（配備）】※1	<p>第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>（2）兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>第49条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を重大事故等対処施設として整備する方針であることを確認した。</p> <p>b) 上記a)の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認した。（設備の確認事項「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」を参照。）</p> <p>（2）兼用</p> <p>a) 炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は同一設備として、兼用することを確認した。</p>
【技術的能力】※3	<p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>（1）</p> <p>a) 格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、以下の手順等を整備する。</p> <p>○格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイのための手順等                      残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイを行う。</p>



		<p>(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>○格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）のための手順等</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイを行う。</p> <p>(2)</p> <p>a) 格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるため、以下の手順等を整備する。</p> <p>○格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイのための手順等</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイを行う。</p> <p>○格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）のための手順等</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイを行う。</p>	
--	--	---	--	--

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

※2：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.6

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」、「残留熱除去系（格納容器冷却モード）電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」、

「残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」

1.6.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第49条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第49条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.6.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                  第49条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 格納容器代替スプレイ系（常設）を用いた格納容器代替スプレイ。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ。そのために、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。                  なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」                  残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、格納容器代替スプレイ系（常設）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、30分以内に実施する。</p> <p>b. 「格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）」                  残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備、ホース接続、系統の構成、大量送水車起動等を計15名により、130分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等                  上記で選定した手順について、a)手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイについて、系統の構成、ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡設備を確保していること、e)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

以上の確認などから、上記の手順等について、第49条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.6.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイ並びに全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器からの除熱及びサプレッション・プール水の除熱を必要な対策としている。このうち、格納容器代替スプレイの対策は、（1）a. 1）と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器からの除熱及びサプレッション・プール水の除熱については、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器からの除熱。そのために、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に電源又は原子炉補機冷却機能を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いたサプレッション・プール水の除熱。そのために、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。          なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」          全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合であって、常設代替交流電源設備又は移動式代替熱交換設備により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用可能な状態に復旧し、原子炉格納容器内の圧力、温度等が残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>b. 「残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱」</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合であって、常設代替交流電源設備又は移動式代替熱交換設備により残留熱除去系が使用可能な状態に復旧した場合には、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を1名により、10分以内実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、a)手順を設定して明確化していること、b)操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、上記の手順等について、第49条等要求事項に対応するものであること及び重大事故等防止技術的能力基準1.0項等に従って適切に整備される方針であることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>炉心損傷防止の対応手順及び格納容器破損防止の対応手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.6.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<b>フロントライン系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備している</b>ことを確認した。</p> <p>(1) <b>フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等</b> フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果は、1.6.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 <b>炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備</b>（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）<b>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</b>ことを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」 <b>残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、復水輸送系による格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には1名により、20分以内に、B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には計3名により、30分以内実施する。</b></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>b. 「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系による格納容器スプレイができず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、消火系による格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプ又は消火ポンプの起動等を、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には、1名により、25分以内に、B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には、計3名により、30分以内に実施する。</p> <p>c. 「ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」</p> <p>格納容器代替スプレイ系及び残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱ができない場合であって、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却系が復旧可能である場合には、ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ドライウェル冷却装置の起動等を計3名により、45分以内に実施する。</p>

○個別手順の確認

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

1.6.2.1 炉心損傷防止の対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 格納容器代替スプレイ

(a) 【技術的能力】格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.6にて求められている「解釈1（1）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順である。このための設備は、「第1.6-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、格納容器代替スプレイで使用する設備のうち、 <u>低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. <u>残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準</u> （※） <u>に到達した場合には、格納容器代替スプレイ系（常設）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 （※）【格納容器代替スプレイ開始の判断基準】 以下のいずれかの条件に該当 （1）炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止） ①圧力に係る条件 a. サプレッション・チェンバ圧力が384kPa[gage]以上の場合 ②温度に係る条件 a. ドライウエル温度が171℃に接近した場合 （2）炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止） ①圧力に係る条件 a. ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が640kPa[gage]以上の場合 ②温度に係る条件 a. ドライウエル温度が190℃以上の場合 b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合  b. 判断基準である「 <u>原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合</u> 」を「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉格納容器内の圧力」については「ドライウエル圧力(SA)」及び「サプレッション・チェンバ圧力(SA)」、「原子炉格納容器内の温度」については「ドライウエル温度(SA)」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.6-10図 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。  b. <u>この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、30分以内に実施する</u> ことを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	

確認事項	確認結果（島根2号）
a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.6.4-1 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・連絡手段について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。</li> </ul>

(b) 【自主対策】復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.6-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 炉心損傷判断の前後において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、復水輸送系による格納容器スプレイの手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.6-12 図 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には1名により、20分以内に、B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には計3名により、30分以内に実施することを確認した。</p>

(c) 【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.6-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順	<p>a. 炉心損傷判断の前後において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系による格納容器スプレイができず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、消火系による格納容器スプレイの手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、系統構成、ポンプ起動等を行う手順であり、「第 1.6-14 図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていること</p>



<p>c. 所要時間等</p>	<p>を確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、補助消火ポンプ又は消火ポンプの起動等を、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には、1名により、25分以内に、B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合には、計3名により、30分以内に実施する。ことを確認した。</p>
-----------------	--

(d) 【技術的能力、有効性評価（37条）】格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.6にて求められている「解釈1（1）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.6-1表機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、格納容器代替スプレイで使用する設備のうち、<b>大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <b>残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等が格納容器代替スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を用いた格納容器代替スプレイの手順に着手する</b>（※）としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「電源」等を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「緊急用メタクラ電圧」、「SAロードセンタ母線電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>（※）格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器代替スプレイの準備を同時並行で実施し、判断基準に到達した場合の格納容器代替スプレイに使用する手段（自主対策設備を含む。）は、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の順で選択する。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、大量送水車の配備、ホース接続、系統の構成、大量送水車起動等を行う手順であり、「第1.6-16図及び第1.6-18図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、大量送水車の配備、ホース接続、系統の構成、大量送水車起動等を計15名により、130分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.6.4-4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>・ 作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

**b. 優先順位**

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>（1）手順の優先順位</b> 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.6-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>a. 外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。交流動力電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</li> <li>b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段については、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ手段と同時並行で準備する。</li> <li>c. 格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の手段のうち原子炉格納容器内へのスプレイ可能な系統 1 系統以上を起動し、原子炉格納容器内へのスプレイのための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</li> </ol>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 復旧

(a) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（格納容器冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.6にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.6-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されており、<b>常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、<b>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合であって、常設代替交流電源設備又は移動式代替熱交換設備により残留熱除去系（格納容器冷却モード）が使用可能な状態に復旧し、原子炉格納容器内の圧力、温度等が残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準（※）に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱の手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>（※）【格納容器スプレイ開始の判断基準】 以下のいずれかの条件に該当</p> <p>(1) 炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）</p> <p>①圧力に係る条件</p> <p>a. ドライウエル圧力が13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が-381cm（レベル1）以下を経験し、原子炉水位が-539cm（レベル0）以上に維持されている場合</p> <p>b. サプレッション・チェンバ圧力が13.7kPa [gage]以上で、24時間継続した場合（サプレッション・チェンバ内へのスプレイ）</p> <p>c. サプレッション・チェンバ圧力が98kPa[gage]以上で24時間継続した場合</p> <p>d. サプレッション・チェンバ圧力が245kPa[gage]以上の場合</p> <p>②温度に係る条件</p> <p>a. ドライウエル温度が171℃に接近した場合</p> <p>b. サプレッション・チェンバ温度が104℃に到達前（サプレッション・チェンバ内へのスプレイ）</p> <p>③水位に係る条件</p> <p>a. サプレッション・プール水位が通常水位+1.29m以上の場合</p> <p>(2) 炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）</p> <p>①圧力に係る条件</p> <p>a. ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が245kPa[gage]以上の場合</p> <p>②温度に係る条件</p> <p>a. ドライウエル温度が171℃に到達した場合</p> <p>b. サプレッション・チェンバ温度が104℃に到達した場合</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力、温度等が残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合」を「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉格納容器内の圧力」については「ドライウエル圧力(SA)」及び「サプレッション・チェンバ圧力(SA)」、「原子炉格納容器内の温度」については「ドライウエル圧力(SA)」及び「サプレッション・チェンバ圧力(SA)」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.6-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.6-20 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。  b. 当該手順は、 <u>系統の構成、残留熱除去ポンプの起動等を 1 名により、10 分以内に実施する</u> ことを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(b) 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱

確認事項	確認結果（島根 2 号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）にてサブプレッション・プール水の除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第 1.6-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されており、<u>移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて、原子炉補機代替冷却系に関する設備及び手順等については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」及び「崩壊熱除去機能喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 当該手順では、 <u>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合であって、常設代替交流電源設備又は移動式代替熱交換設備により残留熱除去系が使用可能な状態に復旧した場合には、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱の手順に着手する</u> ことを確認した。  b. 判断基準である「残留熱除去系が使用可能な状態に復旧した場合」を、設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」、「最終ヒートシンクの確保」等であること、その監視項目のための計器が「C-メタクラ母線電圧」、「C-ロードセンタ母線電圧」、「原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力」、「残留熱除去系熱交換器冷却水流量」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.6-22 図 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を 1 名により、10 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.6-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.6-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>b. 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合、原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、原子炉補機代替冷却系の設置に時間を要することから、格納容器代替スプレイ系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>

1.6.2.2 格納容器破損防止の対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 原子炉格納容器代替スプレイ

(a) 【技術的能力】格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（島根2号）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.6 にて求められている「解釈1（2）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順である。  
当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（a）原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

(b) 【自主対策】復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（島根2号）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、復水輸送系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器内へスプレイするものである。  
当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（b）復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

(c) 【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（島根2号）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイするものである。  
当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（c）消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

(d) 【技術的能力、有効性評価（37条）】原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（島根2号）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.6 にて求められている「解釈1（2）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順である。  
当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（d）格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」と同様であることを確認した。  
（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」についての有効性評価をいう。

b. 格納容器代替除熱

(a) 【自主対策】ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、格納容器代替スプレイ系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイ及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧ができず、原子炉格納容器からの除熱手段がない場合に、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、ドライウエル冷却装置を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う。ドライウエル冷却装置を停止状態としても、原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで、ドライウエル冷却装置コイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和するものであり、そのための自主対策設備については、「第 1.6-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	<p>a. 当該手順では、<u>格納容器代替スプレイ系及び残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱ができない場合であって、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却系が復旧可能である場合には、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱の手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、システムの構成、ドライウエル冷却装置の起動等を行う手順であり、「第 1.6-25 図 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順は、<u>システムの構成、ドライウエル冷却装置の起動等を計 3 名により、45 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p>

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.6-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、1.6.2.1(1)b.と同様であることを確認した。</p> <p>また、1.6.2.1(1)b.の対応手順の選択に加えて、外部電源、常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却装置の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する方針であることを確認した。</p>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 復旧

(a) 【技術的能力】 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（島根2号）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系（格納容器冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」に係る手順である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 6. 2. 1(2)a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

(b) 【技術的能力】 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱

確認結果（島根2号）

当該手順は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）にてサプレッション・プール水の除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6 にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」に係る手順である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 6. 2. 1(2)a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱」と同様であることを確認した。

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1. 6-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、1. 6. 2. 1(2)b. と同様であることを確認した。</p>



表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系故障時の手順	復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。
	消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	補助消火ポンプ及び補助消火水槽、消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。
	ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	ドライウエル冷却装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいものの、ドライウエル冷却装置が使用可能であれば、原子炉格納容器内を除熱するための手段となり得る。また、ドライウエル冷却装置が使用可能でない場合でも、冷却水の通水を継続することで、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和する手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.7及び設置許可基準規則第50条）

I	要求事項の整理	1.7-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.7-4
1.7.1	対応手段と設備の選定	1.7-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.7-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.7-5
1.7.2	重大事故等時の手順等	1.7-9
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.7-9
	a. 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.7-9
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.7-10
	(2) 優先順位について	1.7-11
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.7-11
1.7.2.1	代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱のための設備及び手順等	1.7-14
	(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7-14
	(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7-15
	(3) 【自主対策】 サプレッション・プール水 pH 制御系等による原子炉格納容器外へのよう素の放出量低減	1.7-18
	(4) 【自主対策】 原子炉格納容器の負圧破損を防止するための可搬式窒素供給装置及び手順	1.7-19
	(5) 優先順位	1.7-19

## I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p> <p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>

<設置許可基準規則第50条>（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</li> <li>・原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</li> </ul>
<p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</li> </ul>

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

原子炉格納容器の過圧破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.7.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第50条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第50条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第50条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例：1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第50条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第50条等による要求事項に基づき、代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順を選定しているため、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>対応手段については、交流動力電源が健全な場合及び喪失した場合においても使用可能な手段は変わらないことを確認した。</p> <p>2) 第50条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第50条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 代替循環冷却（残留熱代替除去ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器によるサプレッション・チェンバのプール水の冷却並びに原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイをいう。）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための残留熱代替除去系及び手順等</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための残留熱代替除去系及び手順等</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器フィルタベント系及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第50条等」で求められている手順		確認結果（島根2号）
	規制要求事項	
【設備（配備）】※1	<p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策</p>	<p>第50条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>1 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系を設置する。</p> <p>2 本申請は、BWRである。</p> <p>3 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。</p> <p>b) についての具体的な確認は、設備審査確認事項に示す。</p>

		<p>がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p>	<p>4についての具体的な確認は、設備審査確認事項に示す。</p>	
	<p>【技術的能力】※3</p>	<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p> <p>(2) 悪影響防止</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。</p> <p>(3) 現場操作等</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔</p>	<p>(1)</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備する。</p> <p>① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための残留熱代替除去系及び手順等</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器フィルターバント系及び手順等</p> <p>b) 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>(2)</p> <p>a) 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすることとする。</p> <p>(3)</p> <p>a) 格納容器フィルターバント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作機構により原子炉建物付属棟内から人力操作が可能である。</p> <p>b) 遠隔手動弁操作機構の操作場所には、必要に応じて遮蔽材を設置する。</p> <p>c) 遠隔手動弁操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>	



	<p>離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>(4)</p> <p>a) 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等の周囲に遮蔽壁を設置する。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第50条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p> <p>※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項</p> <p>※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.7</p> <p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順</p> <p>有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>「代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」</p> <p>「原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」</p>			

1.7.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第50条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に 必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確 認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第 43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着 手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の 判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人 員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第50条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降 に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第50条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポン プ車を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備と して位置付ける。</p> <p>b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ 銀ゼオライト容器、圧力開放板、可搬式窒素供給装置及び遠隔手動弁操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメ ータ等については「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断（格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超 えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合をいう。以下同じ。） し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%（ドライ条件）以下の場合（※1）には、残留熱代替除去 系の手順に着手する。</p> <p>この手順では、原子炉格納容器スプレイのみを行う場合、系統の構成、残留熱代替除去ポンプの起動等を計3名により、45分以内に、原子炉 圧力容器への注水も可能な場合、系統の構成、残留熱代替除去ポンプの起動等を計3名により、65分以内 に実施する。</p> <p>なお、原子炉補機冷却系が使用できない場合には、残留熱代替除去系の手順に着手する前に、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車に よる原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計18名により、系統の構成、移動式代替熱交換設備の移動等を440分以内 に実施する。</p> <p>（※1）ただし、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4 vol %（ドライ条件）を超えている場合において、酸素濃度が1.5vol%（ウェット条件） 未満の場合は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内へのスプレイを実施することで、ドライウエル側とサプレッション・チェンバ側の ガスの混合を促進させる。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な整備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>b. 「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達（※2）した場合又は原子炉建物原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度計の指示値が2.1vol%に到達した場合は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための準備の手順に着手する。（※3）</p> <p>この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器隔離弁（第2弁）の操作等を計5名により、45分以内に、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）の現場操作等を計5名により、80分以内実施する。</p> <p>また、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する。</p> <p>（ア）格納容器代替スプレイが実施できない場合                  （イ）格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合                  （ウ）原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が2.5vol%に到達した場合</p> <p>この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器隔離弁（第1弁）の操作を1名により、10分以内に、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計3名により、90分以内実施する。</p> <p>（※2）この場合、格納容器代替スプレイ系（常設）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却の実施と同時に、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。</p> <p>（※3）なお、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</p> <p>③作業環境等                  以下のことなどを確認した。</p> <p>a. 系統の構成、隔離弁の手動開操作等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること。                  b. 照明により夜間等でのアクセス性及び作業性を確保していること。                  c. 必要な通信連絡設備を確保していること。                  d. 室温は通常運転時と同程度であること、S/Cベント用出口隔離弁及びD/Wベント用出口隔離弁の操作場所は原子炉建屋付属棟内に設置することで作業時の被ばくによる影響を低減していることなどから、系統の構成等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                  有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系を必要な対策としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>これらの対策は、(1) a. 1) a. 及びb. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>手順等における優先順位が設定されていることを確認した。個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針があるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>① 対策と設備</p> <p>原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するためのサプレッション・プール水 pH 制御系等及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するための可搬式窒素供給装置（表2 自主対策における自主対策設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「サプレッション・プール水pH制御系等による原子炉格納容器外へのよう素の放出量低減」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断した場合には、原子炉格納容器内の pH 制御のための原子炉格納容器内への薬液（水酸化ナトリウム）注入の手順に着手する。この手順では、サプレッション・チェンバに注入する場合は、系統の構成、薬液注入等を1名により、約20分以内に、ドライウエルに注入する場合は、系統の構成、薬液注入等を計3名により、約45分以内に実施する。</p> <p>なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合においても、pH制御したサプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p data-bbox="1062 226 2819 310">であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼及び炭素鋼の腐食領域ではないこと、原子炉格納容器のシール材が耐アルカリ性を有していること等から他の設備に与える悪影響がないとしている。</p> <p data-bbox="1062 365 2021 401">b. 「可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の負圧破損防止」のための手順</p> <p data-bbox="1062 407 2819 491">炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合には、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の負圧破損防止対策の手順に着手する。この手順では、可搬式窒素供給装置の移動等を計2名により、約120分以内を実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]

※1.7.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]

※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]

1.7.2.1 代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱のための設備及び手順等

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.7にて求められている「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.7-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <b>炉心損傷を判断し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%（ドライ条件）以下の場合には、代替循環冷却の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>炉心損傷を判断し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%（ドライ条件）以下の場合</b>」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率、格納容器内酸素濃度」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。なお、「残留熱除去系の復旧に見込みがない」ということを、設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合としていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線モニタ」「格納容器酸素濃度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、サプレッションチェンバを水源とし、残留熱代替除去ポンプにより原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーを行うとともに、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、及び残留熱除去系熱交換器等を用いて原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う手順であり、「第1.7-9図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、原子炉格納容器スプレーのみを行う場合、系統の構成、残留熱代替除去ポンプの起動等を計3名により、45分以内に、原子炉圧力容器への注水も可能な場合、系統の構成、残留熱代替除去ポンプの起動等を計3名により、65分以内に実施する。なお、原子炉補機冷却系が使用できない場合には、残留熱代替除去系の手順に着手する前に、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による原子炉補機代替冷却の手順に着手する。この手順では、計18名により、系統の構成、移動式代替熱交換設備の移動等を440分以内に実施する</b>としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性及び作業性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.4-1において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。</li> </ul> <p>また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・通信設備等について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</li> </ul>

(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.7にて求められている「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.7-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、可搬式窒素供給装置及び遠隔手動弁操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p>	<p>a. <b>炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達（※2）した場合又は原子炉建物原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度計の指示値が2.1vol%に到達した場合は、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための準備の手順に着手する。（※3）</b></p> <p>また、以下の条件のいずれかが成立した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する。</p> <p><b>（ア）格納容器代替スプレイが実施できない場合</b></p> <p><b>（イ）格納容器代替スプレイによりサプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合</b></p> <p><b>（ウ）原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が2.5vol%に到達した場合</b></p> <p><b>（※2）この場合、格納容器代替スプレイ系（常設）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却の実施と同時に、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。</b></p> <p><b>（※3）なお、発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</b></p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p>	<p>a. 当該手順は、格納容器フィルタベント系の隔離弁を操作することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順であり、「第1.7-11,12図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む） タイムチャート（系統構成）」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、中央制御室から操作可能な場合、格納容器隔離弁（第2弁）の操作等を計5名により、45分以内に、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第2弁）の現場操作等を計5名により、80分以内に実施する。</b></p> <p><b>中央制御室から操作可能な場合、格納容器隔離弁（第1弁）の操作を1名により、10分以内に、中央制御室から操作できず現場で操作を行う場合、遠隔手動弁操作機構による格納容器隔離弁（第1弁）の現場操作を計3名により、90分以内に実施する</b>としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p>



確認事項	確認結果（島根2号）
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性及び作業性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.4-1において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</li> </ul>

以下、b.～c.は、上記a.の附属操作であることを確認した。

**b. 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車により第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施するものであり、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 第1ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合には、フィルタ装置への水補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「スクラバ容器水位」を監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「スクラバ容器水位」であることを確認した。また、その計器が「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等	<p>a. 当該手順は、スクラバ容器への水張りのために大量送水車を用いてスクラバ容器へ水補給を行う手順であり、「第1.7-14図 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、以下のとおりとしていることを確認した。 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から大量送水車を展開した第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制～大量送水車の配備～送水準備～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで2時間10分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）完了まで2時間30分以内で可能である。事故発生後7日間において、第1ベントフィルタスクラバ容器水の蒸発による第1ベントフィルタスクラバ容器の水位低下は評価上想定されないため、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業可能である。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.4-1において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</li> </ul>

c. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給（原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、中長期的に原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給格納容器ベント停止後において、スクラビング水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出する。また、第1ベントフィルタスクラバ容器上流側の残留蒸気凝縮により第1ベントフィルタスクラバ容器上流側配管内が負圧となることにより、スクラビング水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施するものであり、可搬式窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合には、可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を、格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合としていることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準は「格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）、原子炉圧力容器温度（SA）」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージのために可搬式窒素供給装置を配備しホースの敷設等を行う手順であり、「第1.7-18, 26図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ、タイムチャート」等を踏まえ、ホースの敷設等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順は、ホースの接続等を計5名により、120分以内で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性及び作業性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.7.4-1 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行う。</li> </ul>

(3) 【自主対策】サブプレッション・プール水 pH 制御系等による原子炉格納容器外へのよう素の放出量低減

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 対策と設備</p>	<p>当該手順は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量低減するために、薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより原子炉格納容器内に注入を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.7-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。なお、追補 1 の別添「自主対策設備の悪影響防止について」において、他の設備に与える影響がないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる格納容器バウンダリのシール性への影響</p> <p>pH 制御したサブプレッションプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼及び炭素鋼の腐食領域ではないこと、原子炉格納容器のシール材が耐アルカリ性を有していること等から他の設備に与える悪影響がないとしている。</p> <p>b. アルカリとの反応で水素が発生することによる原子炉格納容器の圧力上昇及び水素燃焼</p> <p>原子炉格納容器内では、配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、アルカリ溶液（水酸化ナトリウム水溶液）と反応することで水素が発生する。しかし、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、水-ジルコニウム反応で発生する水素量に比べて少なく、気相部に占める割合が十分に小さいため、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。また、原子炉格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では、酸素の発生がないことから、水素の燃焼も発生しない。</p> <p>c. 薬液タンクの破損によるアルカリ溶液の漏えい</p> <p>薬液タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、薬液タンク周囲に堰を設け、悪影響を及ぼさないよう考慮する。</p>
<p>②手順着手の判断等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷を判断した場合には、原子炉格納容器の pH 制御のための原子炉格納容器内への薬液（水酸化ナトリウム）注入の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、原子炉格納容器内に薬液（水酸化ナトリウム）を注入することで、原子炉格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する手順であり、「第 1.7-24 図 原子炉格納容器内 pH 調整 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順ではこの手順では、サブプレッション・チェンバに注入する場合は、系統の構成、薬液注入等を 1 名により、約 20 分以内に、ドライウェルに注入する場合は、系統の構成、薬液注入等を計 3 名により、約 45 分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

(4) 【自主対策】原子炉格納容器の負圧破損を防止するための可搬式窒素供給装置及び手順

確認事項	確認結果（島根2号）
② 対策と設備	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給（原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ）と同様。
②手順着手の判断等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給（原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ）と同様。

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段の対応手順の選択について、「第 1.7-30 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷が発生した場合には、サブプレッション・プール水 pH 制御系及び残留熱代替除去系によるドライウェル pH 制御を行う。その後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイを実施しながら原子炉格納容器の圧力及び水位の監視を行い、格納容器ベントに備える。</p> <p>b. 原子炉補機代替冷却系の設置が完了し、残留熱代替除去系が起動できる場合は、残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保を実施する際の接続口の選択は、緊急時対策要員による操作対象弁が少ないものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。</p> <p>優先①：原子炉建物南側接続口を使用した補機冷却水確保（操作対象弁 2 弁）</p> <p>優先②：原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保（操作対象弁 4 弁）</p> <p>c. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合は、外部水源を使用した原子炉格納容器へのスプレイを実施する。外部水源を使用するためサブプレッション・プール水位が上昇し、サブプレッション・プール水位指示値が通常水位＋約 1.3m に到達した場合は、外部水源を使用した格納容器代替スプレイ系を停止し、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</p> <p>d. 格納容器フィルタベント系による格納容器ベントは、弁の駆動電源がない場合、現場での手動操作を行う。なお、格納容器フィルタベント系を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる W/W を経由する経路を第一優先とする。W/W ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由して第 1 ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。</p> <p>e. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
サプレッション・プール水 pH 調整	サプレッション・プール水 pH 制御系等	<p>サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見がある。</p> <p>重大事故等対処設備である第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器により中央制御室の被ばく低減効果が一定程度得られているものの、原子炉格納容器外へのよう素放出量をさらに低減する手段となり得る。</p>
負圧破損を防止するための可搬式窒素供給装置及び手順	可搬式窒素供給装置	<p>事象発生から7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給が不要であるものの、その後の安定状態において、サプレッション・チェンバのプール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合には原子炉格納容器の負圧破損を防止する手段となり得る。</p>

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.8及び設置許可基準規則第51条）

I	要求事項の整理	1.8-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.8-4
1.8.1	対応手段と設備の選定	1.8-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.8-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.8-5
1.8.2	重大事故等時の手順等	1.8-10
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.8-10
	a. 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.8-10
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.8-12
	(2) 優先順位について	1.8-13
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.8-13
1.8.2.1	原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順	1.8-16
	(1) 格納容器下部注水	1.8-16
	a. 【技術的能力】ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	1.8-16
	b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	1.8-17
	c. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	1.8-18
	d. 【自主対策設備】復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水	1.8-19
	e. 【自主対策設備】消火系による原子炉格納容器下部への注水	1.8-20
	(2) 優先順位	1.8-21
1.8.2.2	熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	1.8-23
	(1) 原子炉圧力容器への注水	1.8-23
	a. 【技術的能力】高圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	1.8-23
	b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	1.8-24
	c. 【技術的能力】低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	1.8-25
	d. 【技術的能力】ほう酸水注水系による原子炉圧力容器への注水	1.8-25
	e. 【自主対策】制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	1.8-26
	f. 【自主対策】復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	1.8-27
	g. 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水	1.8-28
	(2) 優先順位	1.8-29

I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.8原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第51条>（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）</p> <p>1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	（格納容器破損防止・溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止） 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	（格納容器破損防止・溶融炉心の冷却） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	（格納容器破損防止・溶融炉心の冷却） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）
3.4 水素燃焼	（格納容器破損防止・溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止） 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	（格納容器破損防止・溶融炉心の冷却） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）



II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.8.1 対応手段と設備の選定

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第51条及び重大事故等防止技術的能力基準1.8項（以下「第51条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第51条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第51条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第51条等に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定しており、申請者が、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第51条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための設計基準事故対処設備はないことから、機能喪失原因対策分析は実施しておらず、第51条等による要求事項に基づき、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第51条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第51条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>(原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却)【初期の対策】</p> <p>① ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等</p> <p>② 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための復水輸送ポンプ等の設備及び手順等（スプレイ管使用：自主対策）</p> <p>③ 消火系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための消火ポンプ等の設備及び手順等（スプレイ管使用：自主対策）</p> <p>④ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等</p> <p>⑤ 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための復水輸送ポンプ等の設備及び手順等（ペDESTAL管使用：自主対策）</p> <p>⑥ 消火系による原子炉格納容器下部への注水を実施するための消火ポンプ等の設備及び手順等（ペDESTAL管使用：自主対策）</p> <p>⑦ ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止）</p> <p>① 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水を実施するための高圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>② 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施するための設備及び手順等（自主対策）</p> <p>③ 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>④ 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水を実施するための復水輸送ポンプ等の設備及び手順等。（自主対策）</p> <p>⑤ 消火系による原子炉圧力容器への注水を実施するための消火ポンプ等の設備及び手順等。（自主対策）</p> <p>⑥ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>（共通）上記①、③及び⑥のいずれかを実施する場合であってほう酸水注入系が使用可能な場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を実施するためのほう酸水注入ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）<sup>(※)</sup>において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>※ 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p> <p>（原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却）【崩壊熱相当以上の注水】</p> <p>① 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等</p> <p>② ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための大量送水車等の設備及び手順等</p> <p>③ ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための低圧原子炉代替注水ポンプ等の設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第51条等」で求められている手順		
	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）</p> <p>1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>第51条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a)</p> <p>i) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための設備として、ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を設けることを確認した。</p> <p>ii) 上記i)のペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、互いに多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>b) 上記a) i)のペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認した。</p> <p>注) 上記のa) ii)及びb)の確認については、設備の確認事項「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（第51条）」を参照のこと。</p>
【技術的能力】※2	<p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p>	<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p>

	<p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること</p>	<p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するため、以下の手順等を整備する。</p> <p>① ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉格納容器下部への注水を行う。</p> <p>② 格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により原子炉格納容器下部への注水を行う。</p> <p>③ ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により原子炉格納容器下部への注水を行う。</p> <p>上記のうち、①から③の手順は、原子炉格納容器下部への初期水張りするものであり、炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施するものである。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後の溶融炉心落下後の崩壊熱相当以上の原子炉格納容器下部への注水操作であり、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続するものである。</p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>b) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合に、高圧原子炉代替注入系により原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>○ 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水ポンプにより原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>○ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水のための手順等 炉心の著しい損傷が発生した場合において、大量送水車により原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>○ ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 炉心の著しい損傷が発生した場合において、損傷炉心へ注入する場合、ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入を並行して行う。</p>
--	---	--

○ ※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第50条のうち、設備等の設置に関する要求事項

○ ※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.8

① 設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水のための手順等」、「ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水のための手順等」及び「低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水のための手順等」

1.8.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第51条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを 確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方 針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえ て、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメ ータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていること を確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な 人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第51条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第51条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、コリウムシールド及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車及びコリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車及びコリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>&lt;原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却&gt;</p> <p>a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 （原子炉格納容器下部への初期水張り）</p> <p>・ 炉心損傷を判断した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ペDESTAL代替注水系（常設）によるスプレイ管を用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、システムの構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、30分以内に実施する。</p> <p>（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水）</p> <p>・ その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部へのスプレイ管を用いた注水の手順に着手する。この手順では、注水隔離弁の開操作等を1名により、10分以内に実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>b. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水                      （原子炉格納容器下部への初期水張り）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を計15名により、130分以内に実施する。</li> </ul> <p>（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、ペDESTAL代替注水系（可搬型）を使用する場合には、系統の構成等を計3名により、10分以内に、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する場合には、注水隔離弁の開操作等を計2名により、10分以内に実施する。</li> </ul> <p>c. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水                      （原子炉格納容器下部への初期水張り）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びスプレイ管が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を計15名により、130分以内に実施する。</li> </ul> <p>（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、注水隔離弁の開操作等を計2名により、10分以内に実施する。</li> </ul> <p>&lt;溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止&gt;</p> <p>d. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であり、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、高圧原子炉代替注水ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。</li> </ul> <p>e. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内に実施する。実施する。</li> </ul> <p>f. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計15名により、130分以内に実施する。</li> </ul>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>上記d.、e.又はf.のいずれかを実施する場合であって、ほう酸水注入系が使用可能な場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸注入の手順に着手する。この手順では、ほう酸水注入ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること、操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1 以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 及び 2) 手順等の方針</p> <p>有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水並びに熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を必要な対策としている。これらの対策は、1) a.、b.及びc.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p> <p>①～③に係る確認内容は、1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順及び1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順で確認する。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の対応手順、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の対応手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.8.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための自主対策設備及び手順等を整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための設備及び手順等</p> <p>自主的対策である原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。</p> <p>具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p>① 整備する自主対策と自主と位置付ける理由について、以下のとおり確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備</u>（表2「自主対策における自主対策設備」参照。）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等について、以下のとおり確認した。</p> <p>a. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 （原子炉格納容器下部への初期水張り）</p> <p><u>炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用できない場合には、原子炉圧力容器が破損に至る前の初期水張りを行うため、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。</u></p> <p>（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水）</p> <p><u>その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を1名により、10分以内に実施する。</u></p> <p>b. 消火系による原子炉格納容器下部への注水の手順 （原子炉格納容器下部への初期水張り）</p> <p><u>炉心損傷を判断し、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、原子炉圧力容器が破損に至る前の初期水張りを行うため、消火系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内に実施する。</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>(原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、消火系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を1名により、10分以内実施する。</li> </ul> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順</p> <p>自主的対策である溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための機能を回復する設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。</p> <p>具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表2「自主対策における自主対策設備」参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 制御棒駆動水圧系による高圧での原子炉圧力容器への注水の原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器へ高圧での注水ができない場合には、制御棒駆動水圧系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、制御棒駆動水圧ポンプの起動等を1名により、15分以内実施する。</li> </ul> <p>b. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内実施する。</li> </ul> <p>c. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内実施する。</li> </ul>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※

※ 1.2.2.1 以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以降同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]

※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a. ～c. についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) 格納容器下部注水

a. 【技術的能力】ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 にて求められている「解釈 1（1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却」に係る手順である。</p> <p>本手順は以下の 2 項目に区分される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 原子炉格納容器下部への初期水張り 炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</li> <li>○ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレッション・プールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ペDESTAL水位にて+2.4m に維持する。</li> </ul> <p>そのための設備は、「第 1.8-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>低圧原子炉代替注水ポンプ、コリウムシールド及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉格納容器下部への初期水張り <u>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合であり、代替循環冷却系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</u></li> <li>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 <u>原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失、原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向等から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であり、代替循環冷却系が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</u></li> </ul> <p>b. 判断基準である「原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達」、「原子炉格納容器下部の水温の上昇又は指示値の喪失」、「原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向」、「原子炉格納容器内の圧力の上昇傾向」、「原子炉格納容器下部の雰囲気温度の低下傾向」及び「原子炉格納容器内の水素濃度の上昇傾向」を「原子炉圧力容器内の温度」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の水素濃度」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の温度」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉圧力容器下鏡部温度」、「原子炉格納容器下温度」、「原子炉圧力」、「原子炉圧力（SA）」、「ドライウェル圧力」、「格納容器内雰囲気水素濃度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.8-7 図 原子炉格納容器下部注水系（常設）（代替循環冷却ポンプ）による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 上記①の手順では、<u>系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計 3 名により、30 分以内に実施する。</u>上記②の手順では、<u>注水隔離弁の開操作等を 1 名により、10 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p>	

a. アクセスルート	a. 円滑に作業できるように、移動経路を確保する。
b. 通信設備等	b. 防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。
c. 作業環境	c. 室温は通常運転時と同程度である。

**b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>本手順は以下の2項目に区分される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 原子炉格納容器下部への初期水張り 炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</li> <li>○ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレション・プールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ペDESTAL水位にて+2.4mに維持する。</li> </ul> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<span style="border: 1px solid black;">大量送水車を重大事故等対処設備として位置付ける</span>ことを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉格納容器下部への初期水張り <span style="border: 1px solid black;">炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</span></li> <li>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 <span style="border: 1px solid black;">その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</span></li> </ul>
b. 着手タイミング	<p>b. 原子炉格納容器下部への初期水張りに係る判断基準は、損傷炉心の冷却が未達成<sup>※1</sup>の場合で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作に係る判断基準は、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合<sup>※4</sup>で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合としており、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。</p> <p>※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。</p>

c. 判断計器	c. 手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の温度」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉圧力容器温度（SA）」、「ペDESTAL温度（SA）」、「原子炉圧力」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、系統の構成、大量送水車の起動等を行う手順であり、「第1.8-12図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. 上記①の手順では、 <u>系統の構成、大量送水車の起動等を計15名により、130分以内に実施する。</u> 上記②の手順では、 <u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）を使用する場合には、系統の構成等を計3名により、10分以内に、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する場合には、注水隔離弁の開操作等を計2名により、10分以内に実施する</u> ことを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. 円滑に作業できるように、移動経路を確保する。
b. 通信設備等	b. 防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。
c. 作業環境	c. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

c. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>本手順は以下の2項目に区分される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 原子炉格納容器下部への初期水張り 炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</li> <li>○ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレション・プールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ペDESTAL水位にて+2.4mに維持する。</li> </ul> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>大量送水車を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 原子炉格納容器下部への初期水張り <u>炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びスプレイ管が使用できない場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</u></li> <li>○ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作</li> </ul>

<p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</p> <p>b. 原子炉格納容器下部への初期水張りに係る判断基準は、損傷炉心の冷却が未達成<sup>※1</sup>の場合で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作に係る判断基準は、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>※3</sup>及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合<sup>※4</sup>で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合としており、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。</p> <p>※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。</p> <p>※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。</p> <p>※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。</p> <p>c. 手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の温度」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉圧力容器温度（SA）」、「ペDESTAL温度（SA）」、「原子炉圧力」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、大量送水車の起動等を行う手順であり、「第1.8-14図 ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 上記①の手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を計15名により、130分以内に実施する。上記②の手順では、注水隔離弁の開操作等を計2名により、10分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 円滑に作業できるように、移動経路を確保する。</p> <p>b. 防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>c. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p>

d. 【自主対策設備】復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

確認結果（島根2号）	
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため復水輸送系により原子炉格納容器下部に注水することで、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却」に係る手順である。</p> <p>本手順は以下の2項目に区分される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 原子炉格納容器下部への初期水張り</li> </ul>



	<p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>○ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作</p> <p>原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレション・プールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ペDESTAL水位にて+2.4mに維持する。</p> <p>そのための自主対策設備については、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器下部への初期水張り</p> <p>炉心損傷を判断した場合であって、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用できない場合には、原子炉圧力容器が破損に至る前の初期水張りを行うため、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</p> <p>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作</p> <p>その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</p> <p>b. 当該手順は、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.8-8図 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 上記①の手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を1名により、20分以内に実施する。上記②の手順では、系統の構成等を1名により、10分以内に実施することを確認した。</p>

e. 【自主対策設備】消火系による原子炉格納容器下部への注水

確認結果（島根2号）	
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため消火系により原子炉格納容器下部に注水することで、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（1）原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却」に係る手順である。</p> <p>本手順は以下の2項目に区分される。</p> <p>○ 原子炉格納容器下部への初期水張り</p> <p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>○ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作</p> <p>原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際は、サプレション・プールの水位が外部水源注水量限界に到達しないようにするため、ペDESTAL水位にて+2.4mに維持する。</p> <p>そのための自主対策設備については、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順の方針</p> <p>a. 判断基準</p>	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器下部への初期水張り</p> <p>炉心損傷を判断し、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、原子炉圧力容器が破損に至る前の初期水張りを行うため、消火系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</p>

<p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作</p> <p>その後、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当以上の注水を行うため、消火系による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</p> <p>b. 当該手順は、系統の構成、消火ポンプの起動等を行う手順であり、「第 1.8-10 図 消火系（スプレー管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 上記①の手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内に実施する。上記②の手順では、系統の構成等を1名により、10分以内に実施することを確認した。</p>
--------------------------------	---

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順の選択について、「第 1.8-25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>(原子炉格納容器下部への初期水張りの場合)</p> <p>a. 代替交流電源設備により交流動力電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系（スプレー管使用）、消火系（スプレー管使用）、格納容器代替スプレー系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>b. 格納容器代替スプレー系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。</p> <p>c. また、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレー管使用）、消火系（スプレー管使用）、格納容器代替スプレー系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p> <p>d. なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p>(原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合)</p> <p>a. 代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）、復水輸送系（スプレー管使用）、消火系（スプレー管使用）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>b. ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。また、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレー管使用）、消火系（スプレー管使用）、格納容器代替スプレー系（可搬型）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	c. なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

(1) 原子炉圧力容器への注水

a. 【技術的能力】高圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は炉心の著しい損傷が発生した場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器より高圧原子炉代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>高圧原子炉代替注水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手では、<u>炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であり、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」等を「原子炉格納容器内の放射線量率」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、それらの監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」、「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、系統の構成、大量送水車の起動等を行う手順であり、「第1.2-5図 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、系統の構成、高圧原子炉代替注水ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 円滑に作業できるように、移動経路を確保する。</p> <p>b. 防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>c. 室温は通常運転時と同程度である。</p>

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により低圧原子炉代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水ポンプの運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順の着手では、<b>炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」等を「原子炉格納容器内の放射線量率」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、それらの監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」、「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.8-18図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、系統の構成、低圧原子炉代替注水ポンプの起動等を計3名により、20分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 円滑に作業できるように、移動経路を確保する。</p> <p>b. 防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>c. 室温は通常運転時と同程度である。</p>

c. 【技術的能力】 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、大量送水車の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手では、<b>炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」等を「原子炉格納容器内の放射線量率」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、それらの監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」、「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、系統の構成、大量送水車の起動等を行う手順であり、「第1.8-24図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、大量送水車の配備、ホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計15名により、130分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 円滑に作業できるように、移動経路を確保する。</p> <p>b. 防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。</p> <p>c. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。</p>

d. 【技術的能力】 ほう酸水注水系による原子炉圧力容器への注水（並行して実施）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p>

<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順の着手では、<u>上記 a.、b. 又は c. のいずれかを実施する場合であって、ほう酸水注入系が使用可能な場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸注入の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」等を「原子炉格納容器内の放射線量率」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、それらの監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」、「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、システムの構成、大量送水車の起動等を行う手順であり、「第 1.2-5 図 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、ほう酸水注入ポンプの起動等を 1 名により、10 分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>中央制御室のみの手順であることを確認した。</p>

e. 【自主対策】制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に移動した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.8 にて求められている「解釈 1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第 1.8-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順の着手では、<u>炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器へ高圧での注水ができない場合には、制御棒駆動水圧系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」等を「原子炉格納容器内の放射線量率」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、それらの監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」、「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、系統の構成、大量送水車の起動等を行う手順であり、「第 1.2-11 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、系統の構成、制御棒駆動水圧ポンプの起動等を 1 名により、15 分以内に実施することを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

f. 【自主対策】復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は炉心の著しい損傷が発生した場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、復水輸送系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 8 にて求められている「解釈 1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段である。 そのための設備は、「第 1.8-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。 なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 当該手順の着手では、炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。  b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」等を「原子炉格納容器内の放射線量率」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、それらの監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」、「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、系統の構成、大量送水車の起動等を行う手順であり、「第 1.8-20 図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、系統の構成、復水輸送ポンプの起動等を 1 名により、20 分以内に実施することを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。



③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。
---	-----------------------

g. 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、補助消火水槽を水源とした補助消火ポンプにより又は過水タンクを水源とした消火系により原子炉圧力容器への注水を実施する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.8-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手では、<u>炉心損傷を判断した場合であって、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」等を「原子炉格納容器内の放射線量率」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、それらの監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」、「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、系統の構成、大量送水車の起動等を行う手順であり、「第1.8-22図 消火系による原子炉圧力容器への注水タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、系統の構成、補助消火ポンプの起動等を1名により、25分以内</u>に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順の選択について、「第 1.8-25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧原子炉代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧原子炉代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。</li> <li>b. 発電用原子炉の減圧が完了し、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。</li> <li>c. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。</li> <li>d. また、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系及び高圧原子炉代替注水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。</li> <li>e. なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</li> <li>f. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）を実施する際の注水配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合は原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。</li> </ul>

表2 自主対策における自主対策設備

分類		対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順	格納容器下部注水	復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水輸送ポンプ</li> <li>・ 復水貯蔵タンク</li> <li>・ 復水輸送系 配管・弁</li> </ul>	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段及び原子炉圧力容器への注水手段となり得る。
		補助消火ポンプ及び補助消火水槽並びに消火ポンプ及びろ過水タンク等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助消火ポンプ</li> <li>・ 消火ポンプ</li> <li>・ 補助消火水槽</li> <li>・ ろ過水タンク</li> </ul>	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段及び原子炉圧力容器への注水手段となり得る。
熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水圧ポンプ等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒駆動水圧ポンプ</li> <li>・ 復水貯蔵タンク</li> <li>・ 制御棒駆動水圧系 配管・弁</li> </ul>	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、水源等が重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
		復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水輸送ポンプ</li> <li>・ 復水貯蔵タンク</li> <li>・ 復水輸送系 配管・弁</li> </ul>	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、使用可能であれば、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段及び原子炉圧力容器への注水手段となり得る。
		補助消火ポンプ及び補助消火水槽並びに消火ポンプ及びろ過水タンク等	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助消火ポンプ</li> <li>・ 消火ポンプ</li> <li>・ 補助消火水槽</li> <li>・ ろ過水タンク</li> </ul>	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段及び原子炉圧力容器への注水手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.9及び設置許可基準規則第52条）

I	要求事項の整理	1.9-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.9-4
1.9.1	対応手段と設備の選定	1.9-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.9-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.9-5
1.9.2	重大事故等時の手順等	1.9-9
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.9-9
	a. 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.9-9
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.9-10
	(2) 優先順位について	1.9-11
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.9-11
1.9.2.1	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	1.9-13
	(1) 原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器内の水素爆発防止	1.9-13
	a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化	1.9-13
	b. 【技術的能力】可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給	1.9-13
	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の水素爆発防止	1.9-15
	a. 【技術的能力】格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出	1.9-15
	b. 【自主対策】可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	1.9-16
	(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	1.9-16
	a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器水素濃度計(SA)及び格納容器酸素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の濃度監視	1.9-16
	b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器水素濃度計(B系)及び格納容器酸素濃度計(B系)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	1.9-17
	(4) 優先順位	1.9-17
1.9.2.2	【技術的能力、有効性評価（第37条）】水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源による必要な設備へ給電する手順等	1.9-19

## I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であることを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.9水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>

### <設置許可基準規則第52条>（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p>第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>&lt;BWR&gt;</p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p>&lt;PWR のうち必要な原子炉&gt;</p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p>&lt;BWR 及び PWR 共通&gt;</p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
3.4 水素燃焼	発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第52条及び重大事故等防止技術的能力基準1.9項（以下「第52条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.9.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第52条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>確認結果（島根2号）</p> <p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素、及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第52条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第52条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第52条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第52条等による要求事項に基づき、不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内を不活性化した状態とし、また、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内を不活性化し、原子炉格納容器フィルタベント系を用いてジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素を排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること、さらに、水素濃度及び酸素濃度監視設備にて水素濃度及び酸素濃度を監視するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第52条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第52条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等</p> <p>② 原子炉格納容器内から水素ガス及び酸素ガスを排出するための格納容器フィルタベント系及び手順等</p> <p>③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための格納容器水素濃度計（SA）、格納容器酸素濃度計（SA）、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）並びに手順等</p> <p>④ 上記設備のためのガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等（※1）</p> <p>※1 代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等</p> <p>② 原子炉格納容器内から水素ガス及び酸素ガスを排出するための設備及び手順等</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等</p> <p>④ 上記設備のための代替電源設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第52条等」で求められている手順

	規制要求事項	確認結果(島根2号)
【設備(配備)】※ <sup>1</sup>	<p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>&lt;BWR&gt;</p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p>&lt;PWRのうち必要な原子炉&gt;</p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p>&lt;BWR及びPWR共通&gt;</p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>(【設備(措置)】※<sup>2</sup>は要求事項になし)</p>	<p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための設備を整備していることを確認した。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の不活性化。そのために、可搬式窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉起動時に窒素ガス制御系を用いて原子炉格納容器内を窒素ガスにより置換することから、原子炉運転中において原子炉格納容器内は不活性化した状態が維持されている。</p> <p>b) 対象外</p> <p>c) 格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出。これには、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、格納容器フィルタベント系により放射性物質を低減すること並びに排出経路に第1ベントフィルタ出口水素濃度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)を設置することを含む。</p> <p>そのために、格納容器フィルタベント系、可搬式窒素供給装置、第1ベントフィルタ出口水素濃度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器水素濃度計(SA)及び格納容器酸素濃度計(SA)を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器水素濃度計(B系)及び格納容器酸素濃度計(B系)を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>

<p>【技術的能力】※<sup>3</sup></p>	<p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>(1)</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。なお、<u>窒素ガス制御系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施することを確認した。</u></p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素を供給することを確認した。</p> <p>(2)</p> <p>a) 対象外</p> <p>(3)</p> <p>a) 水素排出設備で使用する設備並びに水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段について整備する方針としていることを確認した。</p> <p>b) 水素及び酸素濃度を監視する手段並びに格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素を排出する手段について整備することを確認した。</p>
-----------------------------	--	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第52条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.9

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化」

「原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」

1.9.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第52条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第52条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.9.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の不活性化。そのために、可搬式窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉起動時に窒素ガス制御系を用いて原子炉格納容器内を窒素ガスにより置換することから、原子炉運転中において原子炉格納容器内は不活性化した状態が維持されている。</p> <p>b. 格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出。これには、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、格納容器フィルタベント系により放射性物質を低減すること並びに排出経路に第1ベントフィルタ出口水素濃度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することを含む。</p> <p>そのために、格納容器フィルタベント系、可搬式窒素供給装置、第1ベントフィルタ出口水素濃度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.9-2表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「原子炉格納容器内の不活性化」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断し、格納容器内の除熱を開始した場合に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができない場合には、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の手順に着手する。この手順では、可搬式窒素供給装置の配備、ホース接続、系統の構成、装置の起動等を計2名により、120分以内実施する。なお、窒素ガス制御系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施する。</p> <p>b. 「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、格納容器内の酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）かつ1.5vol%（ウェット条件）に到達した場合には、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計3名により、55分以内実施する。なお、第1ベントフィルタ出口水素濃度計に関する手順等につい</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>ては、「IV-4.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等」に含まれる。</p> <p>c. 「格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（SA）による原子炉格納容器内の濃度の監視」のための手順                  判断炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視を1名により、45分以内に実施する。</p> <p>d. 「格納容器内水素濃度計（B系）及び格納容器内酸素濃度計（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」のための手順                  炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。                  全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電を確認した後及び原子炉補機代替冷却系によるサンプルガスの冷却機能を確保した後に手順に着手する。この手順では、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要なサンプリングポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等                  上記で選定した手順について、a) 必要な手順等を明確化していること、b) 必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと、f) 原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出は、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る前に実施することなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。                  ①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.9.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                  有効性評価（第37条）において、評価項目(f)「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の不活性化、水素濃度及び酸素濃度の監視、及びそれらの設備への代替電源からの給電としている。これらの対策は、(1) ①a. 及び c. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> <p>2) 手順の方針                  選定された対策は1. (1) の各手順と同じであり、確認結果については、当該記載のとおりである。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器内の水素濃度制御及び低減のための自主対策設備及び手順等を整備する」としていることを確認した。</p> <p>① 対策と設備                  原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系（表2 自主対策における自主対策設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等                  a. 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」のための手順                  炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手する。この手順では、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を1名により、20分以内を実施する（※）。                  （※）可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は、180分以内としている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]

※1.9.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]

※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

(1) 原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器内の水素爆発防止

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内の雰囲気の不活性化状態を維持するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の解釈1(1)a「原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉格納容器内の不活性化で使用される設備のうち、原子炉格納容器調気系を設計基準対象施設として位置付けていることを確認した。 （※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「水素燃焼」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針	窒素ガス制御系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施することを確認した。

b. 【技術的能力】可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素を供給するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の解釈1(1)a「原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。」に係る手段である。そのための設備は、「第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬式窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断等	
a. 判断基準	a. 炉心損傷を判断し、格納容器内の除熱を開始した場合に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができない場合には、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「原子炉格納容器内の酸素濃度」を監視項目である「原子炉格納容器内の酸素濃度」で確認する等により、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の酸素濃度」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気酸素濃度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.9-2表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素を供給する手順であり、「第1.9.3図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. この手順では、可搬式窒素供給装置の配備、ホース接続、系統の構成、装置の起動等を計2名により、120分以内に実施するとしていることを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9-2表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。



確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。                      具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.9.4-1 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、有線式通信設備、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部に連絡する。</li> <li>・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント後の汚染を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備するが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した被水防護服等を装備した作業を行う場合がある。</li> </ul>

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の水素爆発防止

a. 【技術的能力】 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に滞留した水素ガス及び酸素ガスを排出することで水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.9 にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の解釈 1(3)b)「炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.9-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>格納容器フィルタベント系、可搬式窒素供給装置、第1ベントフィルタ出口水素濃度計及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>炉心損傷を判断し、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）かつ 1.5vol%（ウェット条件）に到達した場合には、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの水素及び酸素の排出の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目の「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.9-2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁を操作することにより、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する手順であり、「第 1.9-5 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素排出 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、システムの構成等を計 3 名により、55 分以内に実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.9-2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。なお、中央制御室での操作ができない場合の成立性については、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」において、確認した。

b. 【自主対策】可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

確認事項	確認結果（島根2号）
① 対策と設備	当該手順は、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素及び酸素の低減を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.9-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
②手順着手の判断等	
a. 判断基準	a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、可燃性ガス濃度制御系を起動することにより、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を行う手順であり、「第 1.9-7 図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 タイムチャート」等を踏まえ、可燃性ガス濃度制御系の起動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順は、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を 1 名により、20 分以内に実施する（※）としていることを確認した。 （※）可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は、180 分以内としている。

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】格納容器水素濃度計 (SA) 及び格納容器酸素濃度計 (SA) による原子炉格納容器内の濃度監視

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で原子炉格納容器内に発生する水素ガスについて、格納容器水素濃度計 (SA) 及び格納容器酸素濃度計 (SA) により監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.9 にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.9-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、格納容器水素濃度計 (SA) 及び格納容器酸素濃度計 (SA) を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器水素濃度計 (B 系) 及び格納容器酸素濃度計 (B 系) を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計 (SA) 及び格納容器酸素濃度計 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、の監視項目のための計器が「格納容器水素濃度計 (SA)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.9-2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、格納容器水素濃度計 (SA) 及び格納容器酸素濃度計 (SA) にて水素濃度を監視する手順であり、運転員（中央制御室）が水素濃度を監視することが示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. この手順では、中央制御室での監視を 1 名により、45 分以内に実施するとしていることを確認した。また、有効性評価（第 37 条）に対して整合していることを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.9-2 表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。
---	-----------------------

**b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素について、格納容器内雰囲気計装により監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電を確認した後及び原子炉補機代替冷却系によるサンプルガスの冷却機能を確保した後に手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。  b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.9-2表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計にて水素濃度及び酸素濃度を監視する手順であり、中央制御室の運転員1名により確認を実施することを確認した。  b. この手順は、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要なサンプリングポンプの起動等を1名により、10以内に実施するとしていることを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9-2表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

**(4) 優先順位**

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等の対応手順の選択について、「第1.9-16 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。 a. 炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器内雰囲気計装、格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>b. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で、原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合、可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する</p> <p>c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができない場合、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する準備を行い、準備完了後、不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する。</p> <p>d. 原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。</p> <p>e. なお、格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由して第1ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。</p> <p>f. 発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。</p>

1.9.2.2【技術的能力、有効性評価（第37条）】水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源による必要な設備へ給電する手順等

確認結果（島根2号）

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する方針であることを確認した。代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する方針であることを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系	炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下での水素ガスの処理に期待できず、また、原子炉格納容器内の圧力に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する手段となり得る。
格納容器水素濃度計(A系)及び格納容器酸素濃度計(A系)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度計(A系)及び格納容器酸素濃度計(A系)	原子炉格納容器内の圧力及び温度に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.10及び設置許可基準規則第53条）

I	要求事項の整理	1.10-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.10-3
1.10.1	対応手段と設備の選定	1.10-3
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.10-3
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.10-4
1.10.2	重大事故等時の手順等	1.10-6
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.10-6
	a. 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.10-6
	b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.10-7
	(2) 優先順位について	1.10-7
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.10-7
1.10.2.1	原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための手順等	1.10-10
	(1) 原子炉ウェル注水	1.10-10
	a. 【自主対策】原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	1.10-10
1.10.2.2	水素爆発による原子炉建物原子炉棟内等の損傷防止のための手順等	1.10-11
	(1) 【技術的能力】触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計の作動状況確認及び原子炉建物水素濃度監視	1.10-11
	(2) 【自主対策】原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素ガス排出	1.10-12
	(3) 優先順位	1.10-12
1.10.2.3	【技術的能力】水素爆発による原子炉建物原子炉棟内等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順等	1.10-13

## I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 10水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>

### <設置許可基準規則第53条>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
	該当なし



## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

水素爆発による原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1.10項（以下「第53条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.10.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第53条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第53条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第53条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第53条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第53条等による要求事項に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置を設置し原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために必要な手順を整備すること、また、原子炉建屋内の水素濃度を測定し、監視するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第53条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計及び手順等</p> <p>② 水素濃度を測定し監視するための原子炉建物水素濃度計及び手順等</p> <p>③ 上記設備のための125V代替蓄電池等の代替電源設備及び手順等（※）</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>また、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第53条等」で求められている手順

	規制要求事項	確認結果(島根2号)
<p>【設備（配備）】※1</p>	<p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。                      (【設備（措置）】※2 は要求事項になし)</p>	<p>第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそれのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a) 原子炉建物内の水素濃度上昇の抑制。そのために、電源を必要としな                      い静的触媒式水素処理装置並びに静的触媒式水素処理装置入口温度計                      及び静的触媒式水素処理装置出口温度計を重大事故等対処設備として                      新たに整備する。また、静的触媒式水素処理装置は、適切な位置に配置                      され、水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。さらに、原子炉建物原                      子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止する                      ために必要な水素処理容量を有する設計（18個）とする。</p> <p>b) 原子炉建物内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そ                      のために、原子炉建物水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整                      備する。</p> <p>c) 静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温                      度計及び原子炉建物水素濃度計は、代替電源設備から給電できる設計と                      する。</p>
<p>【技術的能力】※3</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	<p>a) 水素濃度制御設備である静的触媒式水素処理装置を設置し、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために必要な手順等を整備することを確認した。</p> <p>b) 水素濃度制御で使用する設備及び原子炉建物内の水素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第53条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.10

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順：なし

1.10.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第53条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.10.2.1以降に示す。</p> <p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 原子炉建物内の水素濃度上昇の抑制。そのために、静的触媒式水素処理装置（電源を必要としない）及び静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 原子炉建物内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建物水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「表1.10.2 重大事故等対処設備に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>「水素濃度制御による原子炉建物原子炉棟内等の損傷防止及び原子炉建物原子炉棟内の水素濃度監視」のための手順</p> <p>静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員による準備や起動操作は不要である。炉心損傷を判断した場合には、静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計の作動状況確認及び原子炉建物水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視等を1名で実施する。</p> <p>なお、非常用ガス処理系が運転している際に、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が1.8vol%に到達した場合には、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の停止操作等を1名により、5分以内実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>静的触媒式水素処理装置の作動状況確認及び原子炉建物原子炉棟内の水素濃度監視の手順は、配管の接続等の作業はなく、中央制御室での監視であることを確認した。なお、上記で選定した手順について、a) 必要な手順を明確化していること、b) 必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>1) 水素爆発による原子炉建物原子炉棟内等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p>	<p>1) <u>原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制のための設備及び手順等を整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>①対策と設備  <u>ドライウエル主フランジのシール材の熱劣化を防止することにより水素ガスの漏えいを抑制のための原子炉ウエル代替注水系</u>並びに<u>原子炉建物原子炉棟からの水素ガス排出のための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル</u>（表 自主対策における自主対策設備 参照。）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「原子炉格納容器外への水素の漏えい抑制」のための手順</p> <p>ア. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を 13 名により、130 分以内実施する。</p> <p>なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合、注水によりドライウェル主フランジ締付ボルトが冷却されたときに発生する応力が降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはないことなどから他の設備に与える悪影響がないとしていることを確認した。</p> <p>b. 「原子炉建物原子炉棟からの水素ガス排出」のための手順</p> <p>原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が低下しない場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガス排出の手順に着手する。</p> <p>この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放等を計 4 名により、90 分以内実施する。</p> <p>なお、上記の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合には、放水砲を用いた原子炉建物への放水を実施する（※）。</p> <p>※放水砲に関する設備及び手順等については、「1. 1 2 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.10.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための手順等

(1)原子炉ウェル注水

a. 【自主対策】原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発を防止するため、輪谷貯水槽（西1／西2）又は海を水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素漏えいを抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.10-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>なお、追補1の別添「自主対策設備の悪影響防止について」において、他の設備に与える影響がないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 原子炉格納容器頂部を急冷することによる原子炉格納容器閉じ込め機能への影響 ドライウェル主フランジ締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。</p> <p>b. 原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建物原子炉棟内水素爆発防止機能への影響 原子炉建物燃料取替床に水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建物原子炉棟内の水素挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建物水素爆発防止機能に悪影響を与えない。</p> <p>c. 原子炉格納容器の負圧破損に対する影響 原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、大量送水車の起動等により、原子炉ウェルへの注水を行う手順であり、「第1.10-4図 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を13名により、130分以内に実施するとしていることを確認した。</p>



1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物原子炉棟内等の損傷防止のための手順等

(1) 【技術的能力】触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計の作動状況確認及び原子炉建物水素濃度監視

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建物水素濃度にて原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）壁面及び天井付近の水素濃度、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建物内の水素濃度」という。）及び非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度を監視する。また、静的触媒式水素処理装置の動作状況を確認するため、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を監視する。また、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.10にて求められている「水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.10-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計及び原子炉建物水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合には、静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計の作動状況確認及び原子炉建物水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。  b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線率」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉建物水素濃度計」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。また、その計器が「第1.10-2表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、静的触媒式水素処理装置動作監視装置にて静的触媒式水素処理装置の動作状態、原子炉建物水素濃度計にて原子炉建物の水素濃度を監視する手順であり、静的触媒式水素処理装置の動作状態の監視等の必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、中央制御室での監視等を1名で実施する。また、非常用ガス処理系の停止操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで5分以内で可能としていることを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.10-2表 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

(2) 【自主対策】原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素ガス排出

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建物の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建物原子炉棟内ベント設備を開放することにより、原子炉建物燃料取替床天井部に滞留した水素を大気へ排出し、原子炉建物の水素爆発を防止するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.10-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	<p>a. 当該手順の着手は、<u>原子炉建物内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素ガス排出の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル</u>の開放により、原子炉建物原子炉棟内の水素を原子炉建物原子炉棟内外に排出する手順であり、「第 1.10-9 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放等を計 4 名により、90 分以内に実施する</u>としていることを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>水素爆発による原子炉建物原子炉棟内等の損傷防止のための対応手順の選択について、「第 1.10-13 図 重大事故時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水） 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、原子炉格納容器内の温度の上昇が継続している場合で、原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。</p> <p>b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素ガス排出 原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）の水素濃度を原子炉建物水素濃度により監視し、静的触媒式水素処理装置の動作状況を静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により監視する。静的触媒式水素処理装置の動作により、原子炉建物内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合は、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が 1.8vol%到達後非常用ガス処理系を停止するとともに、水素ガスの発生源を断つため、格納容器ベント操作を実施する。 それでもなお原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建物の水素爆発を防止するため、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルにより水素ガスの排出を実施する。</p>

1.10.2.3【技術的能力】水素爆発による原子炉建物原子炉棟内等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順等

確認結果（島根2号）

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する方針であることを確認した。代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する方針であることを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉ウェル注水系による原子炉ウェル注水	原子炉ウェル注水系)	原子炉格納容器からの水素ガスの漏えいを防止する効果に不確かさがあるものの、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建物原子炉棟内への水素ガスの漏えいを抑制するための手段となり得る。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガス排出	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	放射性物質の低減機能がないものの、原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合は、原子炉建物原子炉棟内における水素ガスの滞留を防止するための手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.11及び設置許可基準規則第54条）

I 要求事項の整理	1.11-2
II 審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.11-4
1.11.1 対応手段と設備の選定	1.11-4
(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.11-4
(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.11-5
1.11.2 重大事故等時の手順等	1.11-9
(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.11-9
a. 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.11-9
b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.11-10
(2) 優先順位について	1.11-11
(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.11-11
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の手順等	1.11-14
(1) 燃料プール代替注水	1.11-14
1) 【技術的能力】燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水（淡水／海水）	1.11-14
2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水／海水）	1.11-15
3) 【自主対策】消火系による燃料プールへの注水	1.11-16
1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の手順等	1.11-17
(1) 燃料プールのスプレイ	1.11-17
1) 【技術的能力】燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）	1.11-17
2) 【技術的能力】燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）	1.11-18
(2) 漏えい緩和	1.11-19
1) サイフォンブレイク配管による漏えい抑制	1.11-19
2) 【自主対策】燃料プール漏えい緩和	1.11-19
(3) 原子炉建物への放水	1.11-20
1) 【技術的能力】大型送水ポンプ車及び放水砲等による原子炉建物への放水	1.11-20
1.11.2.3 重大事故等発生時における燃料プールの監視のための手順等	1.11-21
(1) 燃料プールの状態監視	1.11-21
1) 【技術的能力】燃料プール監視カメラ用冷却設備起動	1.11-21
2) 【技術的能力】代替電源による給電	1.11-22
1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための手順等	1.11-22
(1) 【技術的能力】燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	1.11-22
1.11.2.5 優先順位	1.11-23

## I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 1.1使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成二十五年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

### <設置許可基準規則第54条>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するた</p>	<p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>に必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
4.1 想定事故 1	燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水／海水）
4.2 想定事故 2	
4.2 想定事故 2	燃料プール漏えい抑制

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第54条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 11項（以下「第54条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.11.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第54条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 使用済燃料貯蔵槽（以下「燃料プール」という。）の冷却機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却系及び残留熱除去系（燃料プール冷却）を設置している。また、燃料プールの注水機能を有する設備として、残留熱除去系（残留熱除去ポンプによる補給機能）、復水輸送系及び燃料プール補給水系を設置している。これらの冷却及び注水機能が故障等により喪失した場合、又は燃料プールに接続する配管の破断等による燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。また、燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は燃料プールの小規模な漏えい発生時において、発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。さらに、燃料プールから大量の水が漏えいし、燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、燃料プールへのスプレイにより燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第54条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第54条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備※1を選定するとしており、申請者が対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段<sup>※</sup>が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例：1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第54条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析の結果（参照：「第1.11-1 図 機能喪失原因対策分析」）、フロントライン系の故障として、復水輸送ポンプの故障、燃料プール冷却系ポンプの故障、残留熱除去ポンプの故障及び燃料プール補給水ポンプの故障を想定する。また、サポート系の故障として、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）機能喪失、全交流動力電源喪失、直流電源喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.11-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第54条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第54条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 燃料プールへの代替注水のための大量送水車等の設備及び手順等</p> <p>② 燃料プールからの除熱のための移動式代替熱交換設備等の設備及び手順等</p> <p>③ 燃料プールへのスプレイのための大量送水車等の設備及び手順等</p> <p>④ 原子炉建物への放水のための大型送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等（※1）</p> <p>（※1）原子炉建物への放水に関する設備及び手順等については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」において整理</p> <p>⑤ 状態監視（燃料プールの温度、水位等の計測）のための燃料プールの監視設備及び手順等</p> <p>⑥ 燃料プールの監視設備に給電するための常設代替交流電源設備等の代替電源設備及び手順等（※2）</p> <p>（※2）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>有効性評価（第37条）（※3）において、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>（※3）貯蔵槽内燃料体等の損傷防止対策の有効性評価のうち「想定事故1」及び「想定事故2」についての有効性評価をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 燃料プールへの代替注水を行うための設備及び手順等</li> <li>② 燃料プールを監視するための設備及び手順等</li> <li>③ 燃料プールの監視設備のための代替電源設備及び手順等</li> </ul>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第54条等」で求められている手順		確認結果（島根2号）
【設備（配備）】※1	規制要求事項	
	<p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スpray設備として、可搬型Spray設備（Sprayヘッド、Sprayライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) Spray設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> <p>（【設備（措置）】※2 は要求事項になし）</p>	<p>要求事項について、以下のとおり適合していることを確認した。</p> <p>1 想定事故1及び想定事故2を対象としていることを確認した。</p> <p>2 a) 燃料プールへの代替注水。そのために、大量送水車、常設Sprayヘッド、可搬型Sprayノズル及び可搬型ストレーナを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>b) 大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、駆動源が非常用交流電源設備であり、水源がサプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、大量送水車が燃料プールの水位を維持するために必要な容量を有することを確認した。</p> <p>3 a) 燃料プールへのSpray及び原子炉建物への放水砲等による放水。そのために、大量送水車、常設Sprayヘッド、可搬型Sprayノズル及び可搬型ストレーナ並びに大型送水ポンプ車及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>b) 燃料損傷を緩和するため、Spray設備である燃料プールSpray系（常設Sprayヘッド）及び燃料プールSpray系（可搬型Sprayノズル）は燃料プール全域に必要な流量でSprayできる設計とすることを確認した。</p> <p>c) 原子炉建物への放水のための大型送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等（※）                      （※）原子炉建物への放水に関する設備及び手順等については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」において整理</p> <p>4 a) 燃料プールの状態監視及び燃料プールの監視設備への給電。そのために、燃料プール水位計（SA）、燃料プール水位・温度計（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）並びに常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。燃料プール水位計（SA）、燃料プール水位・温度計（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり状態監視が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>b) 燃料プールの監視設備は代替電源設備である常設代替交流電源設備等からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p> <p>c) 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）</p>

<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>1 想定事故1及び想定事故2を対象としていることを確認した。</p> <p>2 a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○燃料プールへの代替注水のための大量送水車等の設備及び手順等</p> <p>2 b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○燃料プールからの除熱のための移動式代替熱交換設備等の設備及び手順等</p> <p>3 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○燃料プールへのスプレイのための大量送水車等の設備及び手順等</p> <p>3 b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○原子炉建物への放水のための大型送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等</p> <p>なお、この手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備していることを確認した。</p> <p>4 a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できるよう、以下の手順等を整備することを確認した。</p> <p>○状態監視（燃料プールの温度、水位等の計測）のための燃料プールの監視設備及び手順等</p> <p>4 b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の手順等を整備することを確認した。</p> <p>○燃料プールの監視設備に給電するための常設代替交流電源設備等の代替電源設備及び手順等</p> <p>なお、この手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備していることを確認した。</p>
------------------	---	---

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第54条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.11

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順：「燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水/海水）」、「燃料プール漏えい抑制」

1.11.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第54条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第54条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.11.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 燃料プールへの代替注水。そのために、大量送水車、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル及び可搬型ストレーナを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱。そのために、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 燃料プールへのスプレイ及び原子炉建物への放水砲等による放水。そのために、大量送水車、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル及び可搬型ストレーナ並びに大型送水ポンプ車及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 燃料プールの状態監視及び燃料プールの監視設備への給電。そのために、燃料プール水位計（SA）、燃料プール水位・温度計（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）並びに常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「燃料プールへの代替注水」のための手順</p> <p>燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車の配置、系統の構成等を計13名により、130分以内に実施する。</p> <p>また、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）が使用できない場合には、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由し、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内に実施する。</p> <p>なお、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由できない場合には、原子炉建物原子炉棟西側扉を経由し、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内に実施する。</p> <p>b. 「燃料プールへのスプレイ」のための手順</p> <p>燃料プールへの注水を行っても、水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車の配備、系統の構成等を計13名により、130分以内に</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルート確保、通信設備や防護具など必要な整備を整備すること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>実施する。</p> <p>また、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）が使用できない場合には、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由し、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内に実施する。</p> <p>なお、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由できない場合には、原子炉建物原子炉棟西側扉を経由し、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内に実施する。</p> <p>c. 「原子炉建物への放水」のための手順 原子炉建物への放水に関する設備及び手順等については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」において整理</p> <p>d. 「燃料プールの状態監視」のための手順 燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、電源確認、燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動等を計3名により、25分以内に実施する。</p> <p>e. 「燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱」のための手順 全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却系の機能喪失により燃料プールからの除熱機能が失われた後、常設代替交流電源設備等からの給電が完了している場合であって、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系による補機冷却水が確保されている場合には、燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱の手順に着手する。この手順では、燃料プール冷却ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等 a) 必要な手順等を明確化していること、b) 大量送水車等による代替注水及びスプレイの手順等について、接続作業、ポンプの起動等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) 大型送水ポンプ車の配置、ホースの接続等、冷却水の供給作業の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、d) 移動経路を確保していること、e) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、f) 必要な通信連絡設備を確保していること、g) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.11.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、燃料プールへの注水、燃料プールの監視及び燃料プールの監視設備への代替電源設備による給電を必要な対策としていることを確認した。</p>

<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第1.0項(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルート確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備すること、作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>これらの対策は(1) a. 2) a. 及び d. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>
--	--

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>第54条等に基づき、フロントライン系故障時及びサポート系故障時の手順について、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合の対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.11.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、燃料プールへの代替注水及び漏えい緩和のための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1) 燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等</p> <p>燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.11.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備</p> <p>燃料プールへの代替注水のための設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等」</p> <p>燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、消火</p>

系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、補助消火ポンプ等の起動、燃料プールへの注水等を計3名により、40分以内に実施する。

(2) 燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等

燃料プールからの大量の水の漏えいを緩和するための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.11.2.1以降に示す。

① 対策と設備

燃料プールからの大量の水の漏えいを緩和するための設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。

② 主な手順等及び手順着手の判断基準等

a. 「燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等」

燃料プール水位低警報が発生した場合であって、燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和の手順に着手する。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計4名により、90分以内に実施する。

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※

※1.11.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で表記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）{着手タイミング}
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。{操作手順}
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。{所要時間等}
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。{アクセスルート}
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}

※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}



1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の手順等

(1) 燃料プール代替注水

1) 【技術的能力】燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用した大量送水車により燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 2a)にて求められている「想定事故1及び2が発生した場合の代替注水設備」に係る手段である。そのための設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理され、 <b>大量送水車、常設スプレイヘッド及び可搬型ストレーナを重大事故等対処設備として新たに整備する</b> としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手は、<b>燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの代替注水の手順に着手する</b>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合</b>」を「燃料プールの監視」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「燃料プール水位・温度 (SA)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、代替淡水源を水源として大量送水車により、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイする手順であり、「第 1.11-6 図 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、大量送水車の配置、システムの構成等を計 13 名により、130 分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>常設スプレイヘッドを使用した代替注水及びスプレイは、燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも燃料プールに接近する必要がないよう、原子炉建物の外での操作が可能な設計とすること</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.4-2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により夜間における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。</li> </ul>

2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車により燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.11の解釈2a)にて求められている「想定事故1及び2が発生した場合の代替注水設備」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.11-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理され、<b>大量送水車、可搬型スプレイノズル及び可搬型ストレーナを重大事故等対処設備として新たに整備する</b>としていることを確認した。</p> <p>（※）「想定事故1」及び「想定事故2」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水の<b>手順着手の条件に至った場合であって、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）が使用できない場合には、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由し、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由できない場合には、原子炉建物原子炉棟西側扉を経由し、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの代替注水の手順に着手する</b>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合</b>」を「燃料プールの監視」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「燃料プール水位・温度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、代替淡水源を水源とし、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）までホースを敷設し、大量送水車により燃料プールへ注水する手順であり、「第1.11-10図 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計13名により、170分以内を実施する</b>ことを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.11.4-3において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により夜間における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。</li> </ul>

3) 【自主対策】消火系による燃料プールへの注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合に、補助消火水槽を水源として補助消火ポンプにより又は、ろ過水タンクを水源として消火ポンプにより注水用ホース又は復水輸送系ラインを経由して燃料プールへ注水を行う。そのための自主対策設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による燃料プールへの代替注水の手順に着手する</span>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該手順は、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として補助消火ポンプ又は消火ポンプにより燃料プールへの注水するものであり、「第 1.11-4 図 消火系による燃料プールへの注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">この手順では、系統の構成、補助消火ポンプ等の起動、燃料プールへの注水等を計 3 名により、40 分以内に実施する</span>としていることを確認した。</p>

1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の手順等

(1) 燃料プールのスプレイ

1) 【技術的能力】燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.11の解釈3a)、3b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合においてスプレイ設備による臨界防止等に必要な手順を整備すること」等に係る手段である。そのための設備については、「第1.11-1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理されており、 <b>大量送水車、常設スプレイヘッド及び可搬型ストレーナを重大事故等対処設備として新たに整備する</b> としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <b>燃料プールへの注水を行っても、水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する</b> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「 <b>燃料プールへの注水を行っても、水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合</b> 」を「燃料プールの監視」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が「燃料プール水位低 警報」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、代替淡水源を水源として大量送水車により、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイを実施する手順であり、「第1.11-6図 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. <b>この手順では、大量送水車の配備、システムの構成等を計13名により、130分以内に実施する</b> ことを確認した。 <b>なお、1.11.2.1(1)1)の手順により燃料プールへの注水を行っている場合は、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による継続的なスプレイが可能であり、操作は不要である</b> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b> を確認した。 b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b> を確認した。 c. <b>常設スプレイヘッドを使用した代替注水及びスプレイは、燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも燃料プールに接近する必要がないよう、原子炉建物の外での操作が可能な設計とすること</b> を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.11.4-2において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により緊急時対策本部との連絡が可能である。

	<p>・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により夜間における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。</p>
--	---

2) 【技術的能力】燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した大量送水車により、燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3a)、3b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合においてスプレイ設備による臨界防止等に必要な手順を整備すること」等に係る手段である。このための設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理されており、<b>大量送水車、可搬型スプレイノズル及び可搬型ストレ</b> <b>ーナを重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	<p>a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ<b>の手順着手の条件に至った場合であって、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）が使用できない場合には、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由し、原子炉建物原子炉棟南側扉を経由できない場合には、原子炉建物原子炉棟西側扉を経由し、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの手順に着手する</b>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p>
b. 着手タイミング	<p>b. 判断基準である「<b>燃料プールへの注水を行っても、水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合</b>」を「燃料プールの監視」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p>
c. 判断計器	<p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「燃料プール水位低 警報」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等	
a. 操作手順	<p>a. 当該手順は、代替淡水源を水源とし、原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）までホースを敷設し、大量送水車により燃料プールへスプレイする手順であり、「第 1.11-8 図 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p>
b. 所要時間等	<p>b. <b>この手順では、大量送水車等の配置、系統の構成等を計 13 名により、170 分以内に実施する</b>としていることを確認した。 <b>なお、1.11. 2.1 (1) 2) の手順により燃料プールへの注水を行っている場合は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による継続的なスプレイが可能であり、操作は不要である</b>ことを確認した。</p>
c. 操作計器	<p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p>
b. 通信設備等	<p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p>
c. 作業環境	<p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.4-3 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</p> <p>・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により夜間における作業性を確保している。操作は汚染の可能性を考慮し、防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。</p>

(2) 漏えい緩和

1) サイフォンブレイク配管による漏えい抑制

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による燃料プール水漏えいが発生した場合に、燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフォンブレイク配管により、サイフォンブレイク配管下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することで、漏えいを停止する手段を整備していることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	サイフォンブレイク配管下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	サイフォンブレイク配管下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	サイフォンブレイク配管下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することを確認した。

2) 【自主対策】燃料プール漏えい緩和

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材（ステンレス鋼板等）を用いて、燃料プール内側からの漏えい緩和を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 燃料プール水位低警報が発生した場合であって、燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は燃料貯蔵ラック上端+6mを下回る水位低下を確認した場合には、燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和の手順に着手することを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、シール材を接着させたステンレス鋼板の貫通穴付近までの吊り下げ等を行うものであり、「第 1.11-10 図 燃料プール漏えい緩和 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計4名により、90分以内に実施するとしていることを確認した。</p>

## (3) 原子炉建物への放水

## 1) 【技術的能力】大型送水ポンプ車及び放水砲等による原子炉建物への放水

## 確認結果（島根2号）

当該手順は、原子炉建物への放水として大型送水ポンプ車を用いた放水砲による原子炉建物への放水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3b)にて求められている「燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順の整備」に係る手段である。大型送水ポンプ車及び放水砲等による原子炉建物への放水に関する設備及び手順等は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備していることを確認した

1.11.2.3 重大事故等発生時における燃料プールの監視のための手順等

(1) 燃料プールの状態監視

1) 【技術的能力】燃料プール監視カメラ用冷却設備起動

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、燃料プールの状態監視として、常設設備である燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）により燃料プールの水位、水温、上部空間線量率及び状態監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 4a) にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位等について重大事故等により変動する範囲に渡り計測できること」に係る手段である。そのための設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理され、燃料プール水位計（SA）、燃料プール水位・温度計（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 重大事故等対処設備のうち、常設設備である燃料プール水位計（SA）、燃料プール水位・温度計（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）は、設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。 燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合又は燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手するとしていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「燃料プール水位低警報若しくは温度高警報が発生した場合」を「燃料プールの監視」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「燃料プール水位・温度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、燃料プール監視カメラ用装置起動を行い燃料プールの状態を監視する手順であり、「第 1.11-12 図 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、電源確認、燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動等を計 3 名により、25 分以内を実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.4-5 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。 ・作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携帯して作業を行う。</p>



2) 【技術的能力】代替電源による給電

確認結果（島根2号）

当該手順は、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により燃料プール監視計器へ給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 4b) にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の計測器が交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設からの給電を可能とすること」に係る手段である。  
代替電源確保に関する設備及び手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための手順等

(1) 【技術的能力】燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により燃料プール冷却系による燃料プールの除熱ができず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備により燃料プール冷却系の電源を確保し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 2b) にて求められている「想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。」等に係る手段である。そのための設備については、「第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理されており、<u>移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける</u>としていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. <u>全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却系の機能喪失により燃料プールからの除熱機能が失われた後、常設代替交流電源設備等からの給電が完了している場合であって、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系による補機冷却水が確保されている場合には、燃料プール冷却系による燃料プールからの除熱の手順に着手する</u>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<u>全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却系の機能喪失により燃料プールからの除熱機能が失われた後、常設代替交流電源設備等からの給電が完了している場合であって、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系による補機冷却水が確保されている場合</u>」を「電源」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が、「C-メタクラ母線電圧」、「C-ロードセンタ母線電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、燃料プール冷却系による燃料プール冷却ポンプの起動等により燃料プールの除熱を行う手順であり、「第 1.11-14 図 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、燃料プール冷却ポンプの起動等を1名により、10分以内に実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

1.11.2.5 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>対応手順の選択について、「第1.11-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>a. 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位低又は燃料プール温度高警報の発生により事象を把握するとともに、燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラにて状態の監視を行う。</p> <p>b. 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、大量送水車を使用した燃料プールへの注水又はスプレーが可能となるように準備する。大量送水車の準備が完了していない場合は、消火系による燃料プールへの注水を実施する。なお、消火系による燃料プールへの注水は、発電所構内における火災への対応や消火系を用いた原子炉冷却等の用途に用いられていないことが確認できた場合に実施する。消火系が使用できない場合は、大量送水車による燃料プールへの注水を実施する。</p> <p>c. 大量送水車による燃料プールへの注水又はスプレーを実施する際は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として使用し、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合は海水を使用する。また、可搬型スプレーノズルよりも系統構成が容易で燃料プール近傍での現場操作がなく、スロッシング等により燃料プールの水位が低下しても被ばくを低減できることから、常設スプレーヘッドの使用を優先する。</p> <p>d. 大量送水車による燃料プールへの注水を実施しても燃料プールの水位の低下が継続する場合は、漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を実施する。ただし、漏えい緩和には不確定要素が多いことから大量送水車による燃料プールへのスプレーを実施する。大量送水車が使用できず、燃料プールへのスプレーが実施できない場合は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。</p> <p>e. 全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により燃料プール冷却系による燃料プールの除熱ができず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備により燃料プール冷却系の電源を確保し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水の確保及び燃料プール代替注水により燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とすることで、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱を実施する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等	補助消火ポンプ及び補助消火水槽並びに消火ポンプ及びろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されていないものの、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、燃料プールへの注水の代替手段となり得る。
燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等	ステンレス鋼板、シール材、接着剤及び吊り降ろしロープ	燃料プールに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.12及び設置許可基準規則第55条）

I	要求事項の整理	1.12-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.12-3
1.12.1	対応手段と設備の選定	1.12-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.12-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.12-4
1.12.2	重大事故等時の手順等	1.12-7
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.12-7
a.	第55条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.12-7
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.12-8
(2)	優先順位について	1.12-8
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.12-9
1.12.2.1	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等	1.12-11
(1)	大気への放射性物質の拡散抑制	1.12-11
1)	【技術的能力】大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	1.12-11
2)	【自主対策】ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み	1.12-12
(2)	海洋への放射性物質の拡散抑制	1.12-13
1)	【技術的能力】放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	1.12-13
2)	【技術的能力】シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	1.12-14
(3)	優先順位	1.12-15
1.12.2.2	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順	1.12-16
(1)	初期対応における延焼防止処置	1.12-16
1)	【自主対策】化学消防自動車等による泡消火	1.12-16
(2)	航空機燃料火災への対応	1.12-16
1)	【技術的能力】大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	1.12-16
(3)	優先順位	1.12-17

## I 要求事項の整理

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

### <重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 2 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 1 2 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>

### <設置許可基準規則第55条>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない</p>	<p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第五十五条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>

### <有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
	該当なし

## II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項（以下「第55条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対応を確実に実施する方針であるか。

### 1.12.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第55条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対応を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 規制委員会は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等が、「第55条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第55条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対応設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対応を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>(例：1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第55条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第55条等による要求事項に基づき、対応手段として、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順、燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順及び原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及び原子炉建物の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第55条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉建物に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための大型送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等</p> <p>② 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するための放射性物質吸着材、シルトフェンス等の設備及び手順等</p> <p>③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器等の設備及び手順等</p> <p>また、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第55条等」で求められている手順

	規制要求事項	確認結果（島根2号）
【設備（配備）】※1	<p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>1 a) 放水設備による原子炉建物への放水。そのために、大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>1 b) 大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、移動又は車両により運搬でき、航空機燃料火災に対応するため、海を水源として泡消火薬剤と混合しながら複数の方向から原子炉建物周辺に向けて放水できる設計とすることを確認した。</p> <p>1 c) 大型送水ポンプ車及び放水砲は、海を水源とし、移動又は車両により運搬でき、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できるとともに、原子炉建物の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とすることを確認した。</p> <p>1 d) 大型送水ポンプ車は、1台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台）、放水砲は、1台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台）を保管することを確認した。泡消火薬剤容器は、5個（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計6個）を保管することを確認した。</p> <p>1 e) 原子炉建物への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>

<p>【技術的能力】※<sup>3</sup></p>	<p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>	<p>1 a) 原子炉建物に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための大型送水ポンプ車、放水砲等の設備及び手順等 当該手順により、原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備することを確認した。</p> <p>1 b) 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するための放射性物質吸着材、シルトフェンス等の設備及び手順等 当該手順により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。防波壁内側の合計3箇所に放射性物質吸着材を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備することを確認した。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第55条のうち、設備等の設置に関する要求事項                  ※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項                  ※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 12</p>			
<p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順 なし</p>			



1.12.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第55条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第55条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。なお、具体的な個別手順の確認内容については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 放水設備による原子炉建物への放水。そのために、大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 原子炉建物への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順</p> <p>(a) 「大気への放射性物質の拡散抑制」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合には、大型送水ポンプ車及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う手順に着手する。この手順では、大型送水ポンプ車を取水箇所周辺に配置し、大型送水ポンプ車から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計12名により、270分以内を実施する。手順に着手したときの状況が継続し、放射性物質吸着材の設置を完了している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建物内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合、燃料プールにスプレーができない場合、又はモニタリング・ポストの指示値が一桁上昇した場合には、大型送水ポンプ車及び放水砲による放水を開始する。この手順では、放水開始までの作業を計5名により、10分以内を実施する。</p> <p>(b) 「海洋への放射性物質の拡散の抑制」のための手順</p> <p>大型送水ポンプ車及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合には、放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制の手順に着手する。この手順では、雨水排水路集水樹（3箇所）への放射性物質吸着材の設置作業を計5名により、260分以内を実施する。</p> <p>また、放射性物質吸着材の設置完了後にシルトフェンスの設置が可能な状況である場合には、シルトフェンスを用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、2号炉放水接合槽への1重目の設置を計7名により、180分以内を実施し、輪谷湾への1重目の設置を計7</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>名により、24時間以内に実施する。さらに、緊急時対策本部の指示により、各設置場所に、2重目のシルトフェンスを設置する。</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順  航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建物周辺への泡消火の手順に着手する。この手順では、大型送水ポンプ車を取水箇所周辺に配置し、放水砲及び泡消火薬剤容器を大型送水ポンプ車に接続後、大型送水ポンプ車を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計12名により、310分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等  a) 必要な手順を明確化していること、b) 大型送水ポンプ車、放水砲等により、原子炉建物又は原子炉建物周辺へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉建物等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡手段を確保していること、e) 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。  ①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。  ②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。  ③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>第55条等に基づき、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.12.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、航空機衝突による航空機燃料火災時に泡消火を実施するための自主対策設備及び手順等並びに原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1) 航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等 航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備を用いた主な手順等は以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりを用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。具体的な個別手順の確認結果については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等」 航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車又は小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲による泡消火の手順に着手する。この手順では、水源として消火栓、ろ過水タンク、補助消火水槽、純水タンク又は海水を使用し、ホースを敷設後、化学消防自動車等を起動し泡消火を開始する。以上の作業を、小型放水砲を使用しない場合、計7名により、70分以内に実施し、小型放水砲を使用する場合、計7名により、100分以内に実施する。</p> <p>(2) 原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等 原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 原子炉建物へ放水する場合には、原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を必要に応じて用いるとしていることを確認した。具体的な個別手順の確認結果については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等」 原子炉建物へ放水する場合には、原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備、ガンマカメラ及びサーモカメラ（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を必要に応じて用いるとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※

※1.12.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で表記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）{着手タイミング}
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。{操作手順}
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。{所要時間等}
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。{アクセスルート}
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}

※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

1) 【技術的能力】大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷至った場合において、原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 12にて求められている「解釈1a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.12-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>大型送水ポンプ車、放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. <b>炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合には、大型送水ポンプ車及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う手順に着手する</b>としており、<b>手順に着手したときの状況が継続し、放射性物質吸着材の設置を完了している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建物内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合、燃料プールにスプレーができない場合、又はモニタリング・ポストの指示値が一桁上昇した場合には、大型送水ポンプ車及び放水砲による放水を開始する</b>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合</b>」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水する手順であり、「第1.12-2図 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート」を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしていることを確認した。 ※プルーム通過中における必要な要員の確保は、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」において確認している。</p> <p>b. <b>大型送水ポンプ車を取水箇所周辺に配置し、大型送水ポンプ車から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計12名により、270分以内に実施する。</b>また、大型送水ポンプ車を起動し放水砲による放水を開始する手順では、<b>放水開始までの作業を計5名により、10分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡手段を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなど</b>を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.12.3において、以下のとおり示されている。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</li> <li>・連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。</li> </ul>

2) 【自主対策】ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順では、原子炉建物放水設備により原子炉建物に向けて放水する際に、原子炉建物から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し、大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し、放射性物質漏えい箇所を絞り込む手順を整備するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.12-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において、放射性物質の漏えい箇所が原子炉建物外観上で判断できない場合には、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み作業に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該手順は、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込みを行う手順であり、「第1.12-5図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順 タイムチャート」等を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. この手順では、ガンマカメラ又はサーモカメラの運搬、放射性物質の漏えい箇所の絞り込み作業を、計2名により、60分以内実施することを確認した。</p>

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

1) 【技術的能力】放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。防波壁内側の合計3箇所に放射性物質吸着材を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 12にて求められている「解釈1b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.12-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>放射性物質吸着材を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</b>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>大型送水ポンプ車及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合には、放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制の手順に着手していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</b></p> <p>b. 判断基準である「<b>大型送水ポンプ車及び放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合</b>」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、放射性物質吸着材の設置を行う手順であり、「第1.12-7図 海洋への放射性物質の拡散抑制設備（放射性物質吸着材） タイムチャート」等を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、雨水排水路集水桝（3箇所）への放射性物質吸着材の設置作業を計5名により、260分以内に実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡手段を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなど</b>を確認した。  <b>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.12.7において、以下のとおり示されている。</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により緊急時対策本部との連絡が可能である。</b></li> <li>・ <b>作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。</b></li> </ul> </p>

2) 【技術的能力】シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順では、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び2号炉放水接合槽から海へ流れ込むため、シルトフェンスを設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.12-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 放射性物質吸着材の設置完了後にシルトフェンスの設置が可能な状況である場合には、シルトフェンスを用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質吸着材の設置完了後にシルトフェンスの設置が可能な状況である場合」を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「A-格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、放射性物質吸着材の設置を行う手順であり、「第1.12-10図 海洋への拡散抑制設備（シルトフェンス） タイムチャート」等を踏まえて、必要な手段が示されているとされていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、2号炉放水接合槽への1重目の設置を計7名により、180分以内に実施し、輪谷湾への1重目の設置を計7名により、24時間以内に実施する。さらに、緊急時対策本部の指示により、各設置場所に、2重目のシルトフェンスを設置することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.12.8において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</li> <li>・連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。温度についても、作業は屋外のため支障はない。</li> </ul>



(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>対応手順の流れについて、「第 1.12-11 図 海洋への放射性物質の拡散抑制の手順の流れ」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、放射性物質吸着材の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。放射性物質吸着材は、放水した汚染水が流れ込む雨水排水路集水柵3箇所に設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。</li> <li>b. その後、シルトフェンスを設置するが、シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報、津波警報が出ている状況等）である場合、シルトフェンスの設置が可能な状況となり次第、シルトフェンスの設置を開始する。</li> <li>c. 放射性物質吸着材の設置作業とシルトフェンスの設置作業を異なる要員で対応できる場合、並行して作業を実施することが可能である。</li> </ul>

1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

1) 【自主対策】化学消防自動車等による泡消火

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順では、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車、又は、小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲により初期対応における泡消火を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.12-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。なお、水源は、使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（ろ過水タンク、補助消火水槽）、ろ過水タンク、補助消火水槽、純水タンク、使用可能な淡水が無ければ海水を使用する。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. <u>航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車又は小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲による泡消火の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、小型動力ポンプ付水槽車等による泡消火を行う手順であり、「第 1.12-13 図 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート」を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。
c. 所要時間等	c. <u>この手順では、水源として消火栓、ろ過水タンク、補助消火水槽、純水タンク又は海水を使用し、ホースを敷設後、化学消防自動車等を起動し泡消火を開始する。以上の作業を、小型放水砲を使用しない場合、計 7 名により、70 分以内に実施し、小型放水砲を使用する場合、計 7 名により、100 分以内に実施する</u> ことを確認した。

(2) 航空機燃料火災への対応

1) 【技術的能力】大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順では、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、大型送水ポンプ車及び放水砲により、海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 12 に係る手段である。そのための設備は、「第 1.12-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順の方針	
①手順着手の判断	
a. 判断基準	a. <u>航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「航空機燃料火災が発生した場合」は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生したことを確認した場合であり、適切に手順に着手できていることを確認した。
c. 判断計器	c. 手順着手の判断基準は「航空機燃料火災が発生した場合」であり、必要な監視項目及び監視計器等は特になくしていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器等による泡消火を行う手順であり、「第 1.12-13 図 航空機衝突による航空機燃料火災の手順 タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されているとしていることを確認した。
b. 所要時間等	b. <u>この手順では、大型送水ポンプ車を取水箇所周辺に配置し、放水砲及び泡消火薬剤容器を大型送水ポンプ車に接続後、大型送水ポンプ車を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計 12 名により、310 分以内に実施する</u> ことを確認した。

確認事項	確認結果（島根2号）
c. 操作計器	c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特になしとしていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.12.11 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・連絡手段について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>a. 航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる緊急時対策要員で対応することから、準備完了したものから泡消火を開始する。</p> <p>b. 化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲は、大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火を開始するまでの移動経路を確保するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。</p> <p>c. 大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火は、航空機燃料火災を約 1,320m<sup>3</sup>/h の流量で消火する。</p> <p>d. 初期対応において、移動経路を確保するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については、小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲より準備作業が容易で、機動性が高い化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を優先する。</p> <p>e. 建物等高所への消火活動を行う必要がある場合、小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲による泡消火を行う。</p> <p>f. 使用する水源について、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲は、消火栓（ろ過水タンク、補助消火水槽）、ろ過水タンク、補助消火水槽及び純水タンクのうち準備時間が短い水源である消火栓（ろ過水タンク、補助消火水槽）を優先する。消火栓（ろ過水タンク、補助消火水槽）、ろ過水タンク、補助消火水槽及び純水タンクが使用できなければ海水を使用する。</p> <p>g. 大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等	化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車、小型放水砲等	大型送水ポンプ車に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、早期に消火活動を開始できるため、航空機燃料飛散によるアクセスルート及び建物への延焼拡大を防止するための手段となり得る。
原子炉建物から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等	ガンマカメラ及びサーモカメラ	大気への放射性物質の放出を直接抑制する手段ではないものの、原子炉建物へ放水する際に、放射性物質及び熱を検出するための手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る審査事項の整理と適合性確認結果等（重大事故等防止技術的能力基準1. 13及び設置許可基準規則第56条）

I	要求事項の整理	1. 13-3
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 13-6
1. 13. 1	対応手段と設備の選定	1. 13-6
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 13-6
1. 13. 2	重大事故等時の手順等	1. 13-11
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 13-11
a.	第56条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 13-11
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 13-13
(2)	優先順位について	1. 13-13
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 13-13
1. 13. 2. 1	水源を利用した対応手順	1. 13-16
(1)	復水貯蔵タンクを水源とした対応手順	1. 13-16
a.	【自主対策】復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	1. 13-16
b.	【自主対策】復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	1. 13-16
c.	【自主対策】復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	1. 13-16
(2)	サプレッション・チェンバを水源とした対応手順	1. 13-17
a.	【技術的能力、有効性評価（37条）】サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水	1. 13-17
b.	【技術的能力、有効性評価（37条）】サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	1. 13-17
c.	【技術的能力、有効性評価（37条）】サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の冷却	1. 13-17
(3)	低圧原子炉代替貯水槽を水源とした対応手順	1. 13-18
a.	【技術的能力】低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	1. 13-18
b.	【技術的能力】低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	1. 13-18
c.	【技術的能力、有効性評価（37条）】低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	1. 13-19
(4)	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手順	1. 13-19
a.	【技術的能力】輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水	1. 13-19
b.	【技術的能力】輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉格納容器内への注水	1. 13-19
c.	【技術的能力】輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給	1. 13-20
d.	【自主対策】輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給	1. 13-20
e.	【技術的能力】輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による燃料プールへの注水	1. 13-21
(5)	淡水タンクを水源とした対応手順	1. 13-21
a.	【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による送水	1. 13-21
b.	【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給	1. 13-22
c.	【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器内の冷却	1. 13-22
d.	【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器下部への注水	1. 13-23
e.	【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による原子炉ウェルへの注水	1. 13-23
f.	【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による燃料プールへの注水／スプレイ	1. 13-24

(6) 海を水源とした対応手順	1.13-25
a. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水	1.13-25
b. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による原子炉格納容器の冷却	1.13-25
c. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給	1.13-25
d. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給	1.13-26
e. 【技術的能力】海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ	1.13-26
確認結果（島根2号）	1.13-26
(7) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順	1.13-26
a. 【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	1.13-26
b. 【技術的能力、有効性評価（37条）】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	1.13-26
(8)優先順位	1.13-27
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順	1.13-28
(1) 低圧原子炉代替貯水槽へ水を補給するための対応手順	1.13-28
a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給	1.13-28
b. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給	1.13-28
c. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給	1.13-28
d. 【自主対策】輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給	1.13-29
e. 【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給	1.13-29
(2)優先順位	1.13-30
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順	1.13-32
(1) 高圧炉心スプレイ系の水源の切替え	1.13-32
a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え	1.13-32
(2) 淡水から海水への切替え	1.13-32
a. 【技術的能力】輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水中の場合	1.13-32
(3) 外部水源から内部水源への切替え	1.13-32
a. 【技術的能力】低圧原子炉代替貯水槽からサプレッション・チェンバへの切替え	1.13-32
b. 【技術的能力】輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）からサプレッション・チェンバへの切替え	1.13-33

## I 要求事項の整理

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

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準 1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。</p>

### <設置許可基準規則第56条>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給</li> </ul>
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）による補機冷却水確保</li> </ul>
2.3 全交流動力電源喪失 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB） 2.3.2 全交流動力電源喪失（TBU） 2.3.3 全交流動力電源喪失（TBD） 2.3.4 全交流動力電源喪失（TBP）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
2.4 崩壊熱除去機能喪失 2.4.1 取水機能が喪失した場合 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
2.5 原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
2.6 LCOA時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源としたと大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・外部水源から内部水源への切替え</li> </ul>

3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源としたとした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給</li> <li>・ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・ 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・ 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水</li> <li>・ サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・ 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水</li> <li>・ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・ 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水</li> <li>・ 海を水源とした原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）による補機冷却水確保</li> <li>・ 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱と同様。
3.4 水素燃焼	<p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合と同様。</p>
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱と同様。
4.1 想定事故1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした使用済み燃料プールへの注水／スプレイ</li> <li>・ 海を水源とした原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）による補機冷却水確保</li> </ul>
4.2 想定事故2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした使用済み燃料プールへの注水／スプレイ</li> <li>・ 海を水源とした原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）による補機冷却水確保</li> </ul>
<p>5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故</p> <p>5.1 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>5.2 全交流動力電源喪失</p> <p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.4 反応度の誤投入</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・ 海を水源とした原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）による補機冷却水確保</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・ 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水</li> <li>・ 海を水源とした原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）による補機冷却水確保</li> </ul> <p>該当なし</p>



## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

重大事故等の収束に必要な水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13項（以下「第56条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.13.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第56条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故の収束に必要な水源は、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンクであるが、これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給する対処設備及び対応手順を整備するとしており、「第56条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第56条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第56条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故等対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.13-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、炉心注水、原子炉格納容器スプレイによる原子炉格納容器の除熱、原子炉補機冷却水系による原子炉格納容器の除熱、燃料プールへの注水に使用する設備の故障を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.13-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第56条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故等対処設備整備及び手順等）</p> <p>第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時又は低圧時に原子炉圧力容器 へ注水するための代替水源（サプレッション・チェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等</p> <p>② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉圧力容器へ注水する ための代替水源（低圧原子炉代替注水槽）の確保と水を供給するための設備及び手順等</p> <p>③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水するための代替水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の確保と水を供給するための設備及び手順等</p> <p>④ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水するための海を代替水源とした海水を供給するための設備及び手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>⑤ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための設備及び手順等</p> <p>⑥ 低圧原子炉代替注水槽へ海水を補給するための設備及び手順等</p> <p>⑦ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）へ海水を補給するための設備及び手順等</p> <p>⑧ 淡水から海水への水源切替のための設備及び手順等</p> <p>また、第45条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給する対処設備及び手順書として以下を整備する方針としていることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第56条等」等で求められている手順		確認結果（島根2号）
	規制要求事項	
【設備（配備）】※1	<p>第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>ハ) 海を水源として利用できること。</p> <p>【設備（措置）】※2</p> <p>ホ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>ヘ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p>	<p>機能喪失原因対策分析の結果、①原子炉圧力容器への注水②原子炉格納容器内の冷却への注水に使用する設備の故障を想定する。それぞれにおける規制要求事項に対する主な手順を以下のとおり示す。（具体的な適合状況については、個別の手順にて確認する。）</p> <p>①重大事故等により、原子炉圧力容器への注水手段又は原子炉格納容器内の冷却手段の水源となるサブプレッション・チェンバが破損した場合の主な代替手段</p> <p>1.13.2.1 水源を利用した対応手順</p> <p>(1) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順</p> <p>(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順</p> <p>(3) 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした対応手順</p> <p>(4) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手順</p> <p>(5) 淡水タンクを水源とした対応手順</p> <p>(6) 海を水源とした対応手順</p> <p>(7) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順</p> <p>1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順</p> <p>(1) 低圧原子炉代替貯水槽へ水を補給するための対応手順</p> <p>1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順</p> <p>(1) 高圧炉心スプレイ系の水源切替え</p> <p>(2) 淡水から海水への切替え</p> <p>②重大事故等により、原子炉圧力容器への注水手段又は原子炉格納容器内の冷却手段の水源となる復水貯蔵タンクが破損した場合の主な代替手段</p> <p>1.13.2.1 水源を利用した対応手順</p> <p>(1) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順</p> <p>(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順</p> <p>(3) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手順</p> <p>(4) 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした対応手順</p>

			<p>(5) 淡水タンクを水源とした対応手順                  (6) 海を水源とした対応手順                  (7) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順                  1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順                  (1) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順                  (2) 低圧原子炉代替貯水槽へ水を補給するための対応手順                  1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順                  (1) 高圧炉心スプレイ系の水源切替え                  (2) 淡水から海水への切替え</p>	
	<p>【技術的能力】※<sup>3</sup></p>	<p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。                  イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。                  ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。                  ハ) 海を水源として利用できること。                  ニ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。                  ホ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。                  ヘ) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。</p>	<p>同上</p>	

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第56条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 13

※4；「残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」：残留熱除去系のサポート系故障による手順

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下の通りであることを確認した。

「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水」等

1.13.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第56条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第56条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第56条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.13.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の高圧原子炉代替注水系又は原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水。 そのために、高圧原子炉代替注水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプ及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）からの注水。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの大量送水車による海水の注水。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 低圧原子炉代替注水槽への淡水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>f. 低圧原子炉代替注水槽への海水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>g. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への海水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>h. 淡水から海水への水源切替。そのために、大量送水車及び構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）（※）を新たに重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>（※）輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺で土石流が発生した場合には、水源を海に切り替える必要があることから、構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）により土石流の発生状況を確認する。</p> <p>重大事故等対象設備 補足説明資料（56-12構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）について）において、新たに設置する土石流を監視するカメラに対し、設置許可基準規則各条文との関係、設備仕様及びアクセスルートの監視範囲等が示されている。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 重大事故等の発生時において、設計基準事故対処設備による原子炉圧力容器への注水ができず（※）、原子炉水位低（レベル3）以上を維持できない場合のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水の手順については、「IV-4.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」及び「IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>（※）原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の時は、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の時は、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合。</p> <p>b. 重大事故等の発生時において、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水ができない場合の低圧原子炉代替注水槽を水源とした注水の手順については、「IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>c. 重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ等を水源とした原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの注水ができない場合には、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計12名により、130分以内に実施する。</p> <p>d. 重大事故等の発生時において、淡水の注水ができない場合、海を水源とした原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計12名により、130分以内に実施する。</p> <p>e. 重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽からの原子炉圧力容器への注水等を行う場合には、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計13名により、130分以内に実施する。</p> <p>f. 重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等を行う場合であって、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）等が使用できない場合には、海水を低圧原子炉代替注水槽に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計13名により、130分以内に実施する。</p> <p>g. 重大事故等の発生時において、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水等が開始された場合であって、淡水を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に補給できない場合には、海水を輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計12名により、150分以内に実施する。</p> <p>h. 重大事故等の発生時において、淡水を水源とした送水若しくは補給ができない場合又は輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺で土石流が発生した場合には、水源を淡水から海水へ切り替える手順に着手する。原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの注水を淡水から海水に切り替える手順は、d. の手順と同様であり、低圧原子炉代替注水槽への補給を淡水から海水に切り替える手順は、f. の手順と同様であり、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給を淡水から海水に切り替える手順は、g. の手順と同様である。</p>
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>③作業環境等</p> <p>サプレッション・チェンバが水源として使用できない場合、代替水源である低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに海水の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、ホース及び移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡手段を確保していること、操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。	1) 対策と設備等 有効性評価（第37条）において、炉心を十分に冷却するため、原子炉格納容器の破損を防止するため及び燃料プールを冷却するために、低 圧原子炉代替注水槽又はサプレッション・チェンバを水源とする原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷 貯水槽（西2）を水源とする注水、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽への補給に必要な対策とそのため の重大事故等対処設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。
2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針 が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。	2) 手順の方針等 これらの対策は、(1) ①a.、b.、c. 及び e. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、 これらの重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
1) 重大事故等防止技術的能力基準第1.0項（手順等に関する共通 的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確にな っていることを確認する。	「水源を利用した対応手段」及び「水源へ水を補給するための対応手段」について、優先順位が示されていることを確認した。 詳細については、1.13.2以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針で あるか。 ①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、 自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認す る。 ②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操 作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認 する。	申請者は、自主的な対策として、 <u>重大事故等の収束に必要な水を供給するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている</u> ことを確認し た。 (1) <u>淡水タンク（純水タンク等）から原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水する設備及び手順等</u> 淡水タンク（純水タンク等）から原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへ注水するための設備及び手順等についての主な確認結果に ついては以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.13.2.1以降に示す。 ① 対策と設備 <u>淡水タンクを水源とした注水のための設備</u> （「表2 自主対策における自主対策設備」参照） <u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u> こ とを確認した。 ② 主な手順等及び手順着手の判断基準等 ① <u>重大事故等の発生時に、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、補助消火水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷</u> <u>貯水槽（西2）を水源とした注水ができない場合には、淡水タンクを水源とした大量送水車による注水の手順に着手する。この手順では、ホ</u> <u>ースの敷設、大量送水車の起動等を、ろ過水タンクを使用する場合には計12名により、150分以内に、純水タンクを使用する場合には計15名</u> <u>により、120分以内に実施する。</u> (2) <u>淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽へ補給する設備及び手順等</u> <u>重大事故等の発生時に、淡水タンクが使用可能で、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給が</u>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>できない場合には、淡水タンクを水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給の手順に着手する。</p> <p>この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計13名により、150分以内実施する。具体的な個別手順の確認結果については、1.13.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備  復水貯蔵タンクへの補給のための設備（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>① 重大事故等の発生時に、重大事故等の発生時に、復水貯蔵タンクを水源として、各種注水を行う場合で、復水貯蔵タンクの水が枯渇するおそれがある場合には、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給の手順に着手する。</p> <p>この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を使用する場合には計13名により、130分以内に、淡水タンクを使用する場合には計13名により、150分以内実施する。</p> <p>② 重大事故等の発生時に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水が枯渇するおそれがある場合には、輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計6名により、80分以内実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※

※1.13.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。{系統切替え}

③作業環境等

- a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}
  - b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}
  - c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}
- ※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

a 【自主対策】復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、復水給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2））による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

b. 【自主対策】復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、復水給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

c. 【自主対策】復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(i) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の原子炉圧力容器への注水

・復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉圧力容器への注水ができない場合で、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

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

(ii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器への注水

・炉心損傷を判断した場合において、復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧代替注水系が使用可能な場合。

上記の操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、復水給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合に、サプレッション・チェンバを水源とした高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

b. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 サプレッション・チェンバを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(i) 残留熱除去系（低圧注水モード）が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

・復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

・常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態に復旧された場合。

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

c. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の冷却

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、サプレッション・チェンバを水源とした低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(i) 低圧炉心スプレイ系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

・復水給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

(ii) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

・常設代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧できず、低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態に復旧された場合。

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

## (3) 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした対応手順

## a. 【技術的能力】低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

## 確認結果（島根2号）

## (1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合、または、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合に着手することを確認した。

## (i) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内への注水

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合。

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

## (ii) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器内への注水

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合※1。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。な場合。

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

## b. 【技術的能力】低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

## 確認結果（島根2号）

## (1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合において、格納容器代替スプレー系（常設）が使用可能な場合※1で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合※2に着手することを確認した。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準（第1.6-4表）に達した場合。

## (i) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレー

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合において、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

## (ii) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレー

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができず、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

c. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 低圧原子炉代替貯水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下のいずれかの場合に、低圧原子炉代替貯水槽を水源とした低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準

1.13 解釈1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(i) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器への注水

・炉心損傷を判断した場合において、復水貯水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合。

上記の操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(4) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手順

a. 【技術的能力】 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、重大事故等時において、低圧原子炉代替貯水槽、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、補助消火水槽及びろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。また、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回ると判断した場合に大量送水車による各種注水を行う。また、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が低下した場合に大量送水車による補給を行う。

以下の場合に、大量送水車を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器内への注水を行うものであり、そのための設備が「第1.13-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

(i) 原子炉圧力容器への注水機能喪失時の原子炉圧力容器への注水

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

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための原子炉圧力容器への注水

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

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器への注水

上記の操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 【技術的能力】 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉格納容器内への注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、大量送水車を水源とした大量送水車による原子炉格納容器内へのスプレーを行うものであり、そのための設備が「第1.13-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

(i) 大量送水車による原子炉格納容器内へのスプレー

上記の操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

c. 【技術的能力】 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、低圧原子炉代替注水槽への補給手段がないと低圧原子炉代替注水槽水位は低下し、水源が枯渇するため、大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。 そのための設備が「第1.13-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、 <u>低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、低圧原子炉代替注水槽への補給手段がないと低圧原子炉代替注水槽水位は低下し、水源が枯渇するため、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給を実施する場合には、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による注水の手順に着手</u> する。手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から大量送水車を用いて送水する手順であり、「第1.13-14 図 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、 <u>ホースの敷設、大量送水車の起動等を、ろ過水タンクを使用する場合には計12名により、130分以内に実施すること</u> を確認した。

d. 【自主対策】 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において復水貯蔵タンクを水源として、各種注水を行う場合で、復水貯蔵タンクの水が枯渇するおそれがある場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を大量送水車により復水貯蔵タンクへ補給する。そのための設備が「第1.13-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、 <u>低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、低圧原子炉代替注水槽への補給手段がないと低圧原子炉代替注水槽水位は低下し、水源が枯渇するため、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給を実施する場合には、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による注水の手順に着手</u> する。手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から大量送水車を用いて送水する手順であり、「第1.13-14 図 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、 <u>ホースの敷設、大量送水車の起動等を、ろ過水タンクを使用する場合には計13名により、130分以内に実施すること</u> を確認した。

e. 【技術的能力】 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による燃料プールへの注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、以下の場合に、低圧原子炉代替貯水槽を水源とした燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）又は燃料プール代替注水系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水並びに燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- (a) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水／スプレイ
- (b) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による燃料プール代替注水系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水／スプレイ

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(5) 淡水タンクを水源とした対応手順

a. 【自主対策】 淡水タンクを水源とした大量送水車による送水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に、大量送水車による各種注水を行う。また、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水位が低下した場合に、大量送水車による補給を行うものであり、そのための設備が「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 当該手順では、<u>重大事故等の発生時に、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、補助消火水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした注水ができない場合には、淡水タンクを水源とした大量送水車による注水の手順に着手</u>する。手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水タンクから大量送水車を用いて送水する手順であり、「第 1.13-6 図 淡水タンクを水源とした大量送水車による送水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. この手順では、<u>ホースの敷設、大量送水車の起動等を、ろ過水タンクを使用する場合には計 12 名により、150 分以内に、純水タンクを使用する場合には計 15 名により、120 分以内に実施すること</u>を確認した。</p>



**b. 【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、補助消火水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした注水ができない場合には、淡水タンクを水源とした大量送水車による注水の手順に着手するものであり、そのための設備が「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、補助消火水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした注水ができない場合に淡水タンクを水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水、低圧原子炉代替貯水槽への補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、淡水タンクから大量送水車を用いて送水する手順であり、「第 1.13-17 図 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 13 名により、150 分以内に実施することを確認した。

**c. 【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器内の冷却**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイものであり、そのための設備が「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、以下の場合に、淡水タンクを水源とした復水輸送系による原子炉格納容器内の冷却の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、復水輸送ポンプの起動等を以下により行うことを確認した。 A－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員 1 名にて、 B－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。 ・ A－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：20 分以内 ・ B－残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：30 分以内

d. 【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器下部への注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等の発生時において、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サブプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。</p> <p>なお、復水輸送系（スプレイ管使用）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を復水輸送系（スプレイ管使用）から復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替えて注水を行残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイものであり、そのための設備が「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、以下の場合に、復水輸送系による原子炉格納容器下部への初期水張りの手順に着手することを確認した。</p> <p>復水輸送系（スプレイ管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）及び消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（スプレイ管使用）が使用可能な場合※2。復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候※3及び破損によるパラメータの変化※4により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合※2。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該操作手順は、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. この手順では、ホースの敷設、復水輸送ポンプの起動等を計1名により、20分以内等で実施することを確認した。</p>

e. 【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による原子炉ウェルへの注水

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等の発生時において、炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合には、原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水の手順に着手する。淡水タンクを水源とした原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水を行うものであり、そのための設備が「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、炉心損傷を判断した場合であって、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合で、原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）が使用可能な場合に、淡水タンクを水源とした原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該操作手順は、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. この手順では、系統の構成、大量送水車の起動等を13名により、130分以内に実施する。</p>

f. 【自主対策】淡水タンクを水源とした大量送水車による燃料プールへの注水／スプレイ

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、淡水タンクを水源とした燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）又は燃料プール代替注水系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水並びに燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイを行うものであり、そのための設備が「第 1.13-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順の方針 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	<p>a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、以下の場合に、淡水タンクを水源とした原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>(a) 淡水タンクを水源とした大量送水車による燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水／スプレイ</p> <p>(b) 淡水タンクを水源とした大量送水車による燃料プール代替注水系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水／スプレイ</p> <p>b. 当該操作手順は、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、可搬型スプレイノズルによる注水の場合では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計 13 名により、170 分以内に実施することを確認した。</p>

(6) 海を水源とした対応手順

a. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、海を水源とした低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(i) 原子炉圧力容器への注水機能喪失時の原子炉圧力容器への注水

・復水給水系及び非常用炉心冷却系により原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合。  
上記の操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための原子炉圧力容器への注水

・原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。  
上記の操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための原子炉圧力容器への注水

・炉心損傷を判断した場合において、復水給水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合。  
これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

b. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による原子炉格納容器の冷却

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、海を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

・炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。

c. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、海を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

・炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。

d. 【技術的能力】海を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、海を水源とした原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(i) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合。

(ii) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

・ 炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。

e. 【技術的能力】海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、以下の場合に、海を水源とした燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）又は燃料プール代替注水系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水並びに燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

(a) 海を水源とした大量送水車による燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水／スプレイ

(b) 海を水源とした大量送水車による燃料プール代替注水系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水／スプレイ

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

(7) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順

a. 【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故時の発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合には、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系を用いて原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a、(f)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

b. 【技術的能力、有効性評価（37条）】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故時の発生時において、炉心損傷を判断した場合であって、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合に、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系を用いて原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a、(f)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

(8) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>水源を利用した対応手段の選択について、「第 1.13-36 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート（各種注水用）」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>(1) 水源を利用した対応手段</p> <p>a. 重大事故等時には、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器内の減圧及び除熱等のサブプレッション・チェンバ又は復水貯蔵タンクを水源とした注水をするため、必要となる十分な量の水をサブプレッション・チェンバ又は復水貯蔵タンクに確保する。</p> <p>b. サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクを水源とした注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器等への各種注水を実施する。</p> <p>c. サプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク及び低圧原子炉代替注水槽を水源とした注水が実施できず、さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として消火系による原子炉圧力容器等への注水を実施する。</p> <p>d. 補助消火水槽及びろ過水タンクを水源として利用できない場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により原子炉圧力容器等へ注水するため、必要となる十分な量の水を輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）に確保する。</p> <p>e. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として利用できない場合※1は、純水タンクを水源とした大量送水車により原子炉圧力容器等への注水を実施する。</p> <p>f. 純水タンクを水源として使用できない場合は、海を利用して大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）により原子炉圧力容器等へ注水することとなる。</p> <p>※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。</p> <p>a. 送水に利用する水源の優先順位</p> <p>(a) 大量送水車による送水（注水等）に利用する水源の優先順位重大事故等時、常設設備による注水等ができない場合は、大量送水車による送水（注水等）を実施する。</p> <p>大量送水車による送水（注水等）には、複数の水源から選択する必要があることから、送水（注水等）に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。</p> <p>水源の優先順位を決定するに当たっては、注水継続性（可搬型設備による送水時の有効水源容量）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。なお、淡水タンクは湧水等を水源とする輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）からの補給以外に現実的な水源補給の手段がなく、継続的な注水確保の観点からは有効な水源でないことから、補給用水源として位置付ける。可搬型設備による送水（注水等）に利用する水源は、低圧原子炉代替注水槽よりも注水継続性がある輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を優先することから、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水／スプレイを実施するため、必要となる十分な量の水を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に確保する。</p> <p>輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として利用できない場合※1は、最終的な水源である海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水／スプレイを実施する。</p> <p>※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。</p>

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 低圧原子炉代替貯水槽へ水を補給するための対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	(4) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手順 c. 【技術的能力】 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給と同様である。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	

b. 【技術的能力】 海を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	(6) 海を水源とした対応手順 c. 【技術的能力】 海を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給と同様である。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	

c. 【技術的能力】 海を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	(6) 海を水源とした対応手順 d. 【技術的能力】 海を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給と同様である。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	

d. 【自主対策】 輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉压力容器への注水等の各種注水を行う場合で、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水が枯渇するおそれがある場合、大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給を行う。そのための設備が「第1.13-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	<p>a. 当該手順では、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水が枯渇するおそれがある場合、大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）へ補給する手順であり、「第1.13-25図 耐震性防火水槽を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給タイムチャート」等を踏まえ、復水貯蔵タンクへの補給に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作について、この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を計6名により、80分以内]に実施することを確認した。</p>

e. 【自主対策】 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	(5) 淡水タンクを水源とした対応手順
2) 手順の方針	b. 【自主対策】 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替貯水槽への補給と同様である。
a. 判断基準	
b. 操作手順	
c. 所要時間等	



(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>水源へ水を補給するための対応手段の選択について、「第 1.13-32 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート（各種補給用）」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>(2) 水源へ水を補給するための対応手段 重大事故等時には、注水等に使用している水源が枯渇しないように、大量送水車又は大型送水ポンプ車により、注水等に使用している水源への補給を実施する。なお、補給手段における水源と可搬型設備の組み合わせは、以下のようにする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とする場合は、大量送水車を使用する。</li> <li>・ 輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を水源とする場合は、大量送水車を使用する。</li> <li>・ 淡水タンクを水源とする場合は、大量送水車を使用する。</li> <li>・ 海を水源とする場合は、大量送水車又は大型送水ポンプ車を使用する。</li> </ul> <p>a. 補給に利用する水源の優先順位 重大事故等時、注水等に使用している水源への補給には、複数の水源から選択する必要があることから、大量送水車又は大型送水ポンプ車による補給に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。 水源の優先順位を決定するに当たっては、信頼性（耐震性）及び水質による機器への影響（淡水/海水）を考慮する。また、淡水タンクにおいては、消火系の水源であることを考慮する。</p> <p>(a) 低圧原子炉代替注水槽への補給に利用する水源の優先順位 低圧原子炉代替注水槽を水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において、大量送水車が使用可能な場合は、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽へ補給する。低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において、淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があり、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は淡水タンクより信頼性が高いことから、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽へ補給する。 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに淡水タンクを水源として利用できない場合※1は、海を利用して大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。 ※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。</p> <p>(b) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給に利用する水源の優先順位 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水/スプレーにおいて、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が枯渇しないように、大量送水車又は大型送水ポンプ車により、各水源からの補給を実施する。 輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給できない場合は、海を利用して大量送水車又は大型送水ポンプ車により補給する。</p> <p>(c) 復水貯蔵タンクへの補給に利用する水源の優先順位 復水貯蔵タンクを水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において、外部電源喪失により交流電源が確保できない場合で大量送水車が使用可能な場合は、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は淡水タンクから復水貯蔵タンクへ補給する。輪谷</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに淡水タンクを水源として利用できない場合※1は、海を利用して大量送水車又は大型送水ポンプ車により復水貯蔵タンクへ補給する。</p> <p>※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。</p>

1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順

(1) 高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

a. 【技術的能力、有効性評価（37条）】高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え

確認結果（島根2号）	
(1) 手順着手の判断等	当該手順は、重大事故等の発生時において、サブプレッションプール水温度が80℃に到達した場合に、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、高圧炉心スプレイ系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13 解釈1（f）にて求められている、「水の供給が中断することがないように、水源を切り替える手順」に係わる手段である。これらの操作手順については、「1.2 原子炉圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(2) 淡水から海水への切替え

a. 【技術的能力】輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水中の場合

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への淡水供給が継続できない場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。また、土石流の発生により、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器等への注水ができない場合は、海を水源とした原子炉圧力容器等への注水を実施するため、水源を海水へ切り替える。 そのための設備が「第1.13-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への淡水供給が継続できない場合又は土石流の発生により、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器等への注水ができない場合は、海を水源とした原子炉圧力容器等への注水を実施するため、水源を海水へ切り替える手順に着手する。手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から大量送水車による送水中に水源を切替える手順であり、「第1.13-19図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、ホースの敷設、大量送水車の起動等を、ろ過水タンクを使用する場合には計12名により、130分以内に実施することを確認した。

(3) 外部水源から内部水源への切替え

a. 【技術的能力】低圧原子炉代替注水槽からサブプレッション・チェンバへの切替え

確認結果（島根2号）	
(1) 手順着手の判断等	当該手順は、重大事故等の発生時において、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、炉心損傷時、外部水源（低圧原子炉代替注水槽）を使用した低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施している状態にて、原子炉水位がL0以上と判断され、かつ、残留熱代替除去系が使用可能な場合に、低圧原子炉代替注水槽からサブプレッション・チェンバへ切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13 解釈1（f）にて求められている、「水の供給が中断することがないように、水源を切り替える手順」に係わる手段である。

b. 【技術的能力】 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）からサプレッション・チェンバへの切替え

確認結果（島根2号）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、原子炉圧力容器破損後、外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施している状態にて、残留熱代替除去系が使用可能な場合に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）からサプレッション・チェンバへ切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1（f）にて求められている、「水の供給が中断することがないように、水源を切り替える手順」に係わる手段である。

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
淡水タンクを水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給	淡水タンク（ろ過水タンク、純水タンク等）	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、重大事故等の収束に必要な水を確保するための代替水源となり得る。
復水貯蔵タンクを水源とした注水	復水貯蔵タンク	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないものの、淡水又は海水を利用した原子炉圧力容器等への注水手段となり得る。
輪谷貯水槽（東1／東2）を水源とした輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への補給	輪谷貯水槽（東1／東2）	地震時にはスロッシング等の影響を受け保有水が減少する可能性があるが、耐震性は確保されており、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.14及び設置許可基準規則第57条）

I 要求事項の整理	1.14-2
II 審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.14-5
1.14.1 対応手段と設備の選定	1.14-5
(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.14-5
(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.14-6
1.14.2 重大事故等時の手順等	1.14-12
(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.14-12
a. 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.14-12
b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.14-14
(2) 優先順位について	1.14-14
(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.14-15
1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等	1.14-17
(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】常設代替交流電源設備による給電	1.14-17
(2) 【技術的能力】可搬型代替交流電源設備（高圧電源車等）による給電	1.14-18
(3) 【自主対策】非常用コントロールセンタ切替盤を用いたガスタービン発電機からの給電	1.14-19
(4) 【自主対策】号炉間電力融通ケーブル（常設）、（可搬型）による給電	1.14-19
(5) 優先順位	1.14-20
1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順	1.14-21
(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】所内常設蓄電式直流電源設備による給電	1.14-21
(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】常設代替直流電源設備による給電	1.14-22
(3) 【技術的能力】可搬型代替直流電源設備（高圧電源車等）による給電	1.14-23
(4) 【自主対策】直流電源車による給電	1.14-24
(5) 優先順位	1.14-24
1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等	1.14-25
(1) 【技術的能力】代替所内電気設備による給電	1.14-25
1.14.2.4 燃料の補給手順等	1.14-26
(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油からタンクローリへの補給	1.14-26
(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】タンクローリから各機器等への補給	1.14-27

## I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 電源の確保に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準 1.14 電源の確保に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>

### <設置許可基準規則第57条>（電源設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（電源設備）</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前</p>	<p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう 1 系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料給油設備による給油</li> </ul>
<p>2.3 全交流動力電源喪失</p> <p>2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 TB）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備による給電</li> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・燃料給油設備による給油</li> <li>・非常用直流電源設備による給電</li> </ul>
2.3.2 全交流動力電源喪失（TBU）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備による給電</li> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・燃料給油設備による給油</li> <li>・非常用直流電源設備による給電</li> </ul>
2.3.4 全交流動力電源喪失（TBP）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備による給電</li> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・燃料給油設備による給油</li> <li>・非常用直流電源設備による給電</li> </ul>
2.3.3 全交流動力電源喪失（TBD）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備による給電</li> <li>・常設代替直流電源設備による給電</li> <li>・燃料給油設備による給油</li> </ul>
<p>2.4 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>2.4.1 取水機能が喪失した場合</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備による給電</li> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・燃料給油設備による給油</li> <li>・非常用直流電源設備による給電</li> </ul>
2.4.2 残留熱除去系が故障した場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料給油設備による給油</li> </ul>
2.6 LOCA 時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備による給電</li> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・燃料補給設備による給油</li> <li>・非常用直流電源設備による給電</li> </ul>

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	・非常用交流電源設備による給電
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設蓄電式直流電源設備による給電 ・燃料補給設備による給油 ・非常用直流電源設備による給電
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・燃料補給設備による給油 ・非常用交流電源設備による給電
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	・燃料補給設備による給油 ・非常用交流電源設備による給電
3.4 水素燃焼	・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設蓄電式直流電源設備による給電 ・燃料補給設備による給油 ・非常用直流電源設備による給電
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	・燃料補給設備による給油 ・非常用直流電源設備による給電
4.1 想定事故 1 4.2 想定事故 2	・燃料補給設備による給油 ・非常用交流電源設備による給電
5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故	
5.1 崩壊熱除去機能喪失	・非常用交流電源設備による給電
5.2 全交流動力電源喪失	・常設代替交流電源設備による給電 ・所内常設蓄電式直流電源設備による給電 ・燃料補給設備による給電 ・非常用直流電源設備による給電
5.3 原子炉冷却材の流出	・非常用交流電源設備による給電



## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

電源の確保に関する手順等について、以下の事項を確認した。

- ・ 第57条第1項及び重大事故等防止技術的能力基準1.14項（以下「第57条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・ 有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等が、適切に整備される方針であるか。
- ・ 申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.14.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第57条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第57条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第57条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第57条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故等対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第 1.14-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、設計基準事故対処設備の故障として、非常用高圧母線へ給電するための非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備並びに非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備から供給された電力を各負荷へ分配するための非常用所内電気設備の故障を想定することを確認した。</p> <p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、想定する故障と対応策との関係について、「第 1.14-1 図機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第57条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第57条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機による給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>② 号炉間電力融通号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため自主対策設備として整備する。</p> <p>③ 可搬型代替交流電源設備として高圧発電機車による給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>④ 所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。）として、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>系蓄電池による給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>⑤ 常設代替直流電源設備としてSA用115V系蓄電池による給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>⑥ 可搬型直流電源設備として高圧発電機車による給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>⑦ 代替所内電気設備による代替電源からの給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① ガスタービン発電機による給電を実施するための設備及び手順</p> <p>② B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池を代替直流電源として給電を実施するための設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第57条等」で求められている手順		確認結果（島根2号）
	規制要求事項	
【設備（配備）】※1	<p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p>	<p>第57条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) - i)</p> <p>○可搬型代替交流電源設備からの給電                      可搬型代替交流電源設備として高圧電源車により給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>○可搬型直流電源設備からの給電                      可搬型代替直流電源設備として、高圧発電機車、SA用115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）及び230V系充電器（常用）により給電するための設備及び手順等</p> <p>a) - ii)</p> <p>○常設代替交流電源設備からの給電                      常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機による給電を実施するための設備及び手順等</p>
	<p>【設備（措置）】※2</p> <p>b) 所内蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>b)</p> <p>○所内常設蓄電式直流電源設備からの給電                      所内常設蓄電式直流電源設備として、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池により給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>要求事項に係る対応として、全交流動力電源が喪失し、8時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合又はB-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合には、現場においてB-115V系蓄電池の不要な直流負荷の切離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）の切替えを行い、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、B-115V蓄電池及びB1-115V蓄電池から電力を供給する。</p> <p>○所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による代替電源（直流）からの給電                      代替所内電気設備による代替電源からの給電を実施するための設備及び手順等</p>

	<p>【技術的能力】※<sup>3</sup></p>	<p>c) 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号炉間の電力融通を行えるようあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p>	<p>c) ○可搬型代替直流電源設備による代替電源（直流）からの給電</p> <p>可搬型代替直流電源設備として、115V 充電器及び高圧発電機車により給電するための設備及び手順等。非常用交流電源設備の故障、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は、高圧発電機車、代替所内電気設備及び充電器（B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器、230V系充電器（常用））を組み合わせた可搬型直流電源設備により直流設備へ給電でき、電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる。</p> <p>d) 号炉間の電力融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により代替電源（交流）からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため適用されない。</p> <p>e) 代替所内電気設備による給電</p> <p>代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>また、代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。</p> <p>第2項の要求に対する機器については、今回は未申請であり、対象外であることを確認した。</p>	
--	-----------------------------	--	---	--

		<p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号炉間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>(1)</p> <p>a)</p> <p>○常設代替交流電源設備による給電 常設代替交流電源設備としてガスタービン発電機により給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>○所内常設蓄電式直流電源設備による給電 所内常設蓄電式直流電源設備として、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)及びSA用115V系蓄電池により給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>○常設代替直流電源設備による給電 常設代替直流電源設備として、SA用115V系蓄電池により給電するための設備及び手順等</p> <p>b)</p> <p>○可搬型代替交流電源設備による給電 可搬型代替交流電源設備として高圧発電機車、SA用115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)により給電を実施するための設備及び手順等</p> <p>c)</p> <p>○号炉間電力融通電気設備による給電 号炉間電力融通ケーブル(常設)又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)により代替電源(交流)からの給電を実施するための設備及び手順等については、本申請が当該号炉のみであるため適用されない。</p> <p>d)</p> <p>○代替所内電気設備による給電 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等 代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。</p>	
--	--	---	--	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第57条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.14

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「常設代替交流電源設備による給電」、「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」

「常設代替直流電源設備による給電」、「非常用交流電源設備による給電」

「非常用直流電源設備による給電」、「燃料補給設備による給油」

1.14.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第57条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第57条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.14.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 可搬型代替交流電源設備からの給電。そのために、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電。そのために、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、B-115V系蓄電池を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 常設代替直流電源設備からの給電。そのために、SA用115V系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 可搬型直流電源設備からの給電。そのために、高圧発電機車、SA用115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）及び230V系充電器（常用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>f. 代替所内電気設備による給電。そのために、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SAコントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA電源切替盤及び重大事故操作盤を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 代替電源（交流）による給電手順等</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線C系及びD系への給電ができない場合には、ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電の手順に着手する。</p> <p>この手順では、代替所内電気設備へ給電する場合には、起動操作、給電の確認等を1名により、10分以内に、非常用所内電気設備に給電する場合には、起動操作、給電の確認等を計3名により、70分以内実施する（※）。</p> <p>※ ガスタービン発電機による非常用高圧母線D系の受電完了までは40分以内に、非常用高圧母線C系の受電完了までは70分以内実施。</p> <p>(b) 可搬型代替交流電源設備による代替電源（交流）からの給電</p> <p>外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線C系及びD系への給電ができない場合には、高圧発電機車を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。</p> <p>この手順では、高圧発電機車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計6名により、275分以内実施する。</p> <p>b. 代替電源（直流）による給電手順等</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>確認結果（島根2号）</p> <p>(a) 所内常設蓄電式直流電源設備による代替電源（直流）からの給電                  全交流動力電源が喪失し、8時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合又はB-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合には、現場においてB-115V系蓄電池の不要な直流負荷の切離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）の切替え手順に着手する。                  この手順では、不要な負荷の切離し及び蓄電池の切替えを計3名により、30分以内に実施する。</p> <p>(b) 高圧発電機車を用いた可搬型直流電源設備による給電                  全交流動力電源が喪失し、24時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、高圧発電機車を用いた可搬型直流電源設備による給電の手順に着手する。                  この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計6名により、310分以内に実施する。</p> <p>(c) 可搬型代替直流電源設備によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタへの給電                  非常用所内電気設備の非常用高圧母線C系及びD系が同時に機能喪失し、ガスタービン発電機からも給電ができない場合には、高圧発電機車を用いたSAロードセンタ及びSAコントロールセンタへの給電の手順に着手する。この手順では、電路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計4名により、275分以内に実施する。</p> <p>c. 代替所内電気設備による給電</p> <p>(a) 代替所内電気設備による給電                  外部電源及び非常用ディーゼル発電機による非常用高圧母線C系及びD系への給電ができない場合には、ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電の手順に着手する。                  この手順では、代替所内電気設備へ給電する場合には、起動操作、給電の確認等を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>d. 燃料補給設備による給油手順等</p> <p>(a) 燃料補給設備による給油手順等                  大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車及び可搬式窒素供給装置の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、各機器への燃料補給の手順に着手する。                  この手順では、タンクローリへの補給等を、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、計2名により、110分以内に、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、計2名により、150分以内に実施する（※）。その後、高圧発電機車等への燃料補給を、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、70分以内に、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、75分以内に順次実施する。                  （※）2回目以降のタンクローリへの燃料補給は、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用する場合には、35分以内に、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用する場合には、45分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等                  照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること、操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.14.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、必要な電力を確保するために、ガスタービン発電機を常設代替交流電源設備とした給電並びにB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池を代替直流電源とした給電を必要な対策としている。</p> <p>これらの対策は、(1)①a.、c.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等、②必要な人員等及び③作業環境等</p> <p>選定された対策は「ガスタービン発電機を常設代替交流電源設備とした給電」等であり、確認結果については、1.14.2.2以降に記載のとおりである。</p> <p>なお、代替電源の給電の付属手順として、燃料を補給する手順がある。燃料の補給手順は1.14.2.4に記載する。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>電力を確保するために必要な機能について、それぞれの対策について、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.14.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、電源の確保に関する機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>① 対策と設備                      電源の確保に関する機能を回復させるための設備（表2 自主対策における自主対策設備参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 非常用コントロールセンタ切替盤を用いたガスタービン発電機からの給電                      外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの非常用高圧母線C系及びD系への給電ができない場合には、非常用コントロールセンタ切替盤を用いたガスタービン発電機からの給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計3名により、75分以内実施する。</p> <p>b. 直流給電車等によるB-115V系直流盤、230V系直流盤（RCIC）、B1-115V系直流盤（SA）又は230V系直流盤（常用）への給電                      全交流動力電源喪失後、24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合であって、可搬型直流電源設備による給電ができない場合には、直流給電車等によるB-115V系直流盤、230V系直流盤（RCIC）、B1-115V系直流盤（SA）又は230V系直流盤（常用）への給電の手順に着手する。この手順では、直流給電車の移動、電路の構成、給電操作等を計5名により、255分以内実施する。</p> <p>c. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた1号炉からの電力融通                      外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線C系及びD系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた1号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計3名により、95分以内実施する。</p> <p>d. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた1号炉からの電力融通                      外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による非常用高圧母線C系及びD系への給電ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた1号炉の非常用ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計6名により、265分以内実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※1.12.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。{系統切替え}（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> <p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】常設代替交流電源設備による給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第 1.14-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、<b>ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する</b>としていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3及び4ページに記載したく有効性評価（第37条）&gt;（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>外部電源及び非常用ディーゼル発電機</b>（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。以下同じ。）<b>による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電の手順に着手する</b>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合」を、「電源の確保」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源の確保」であること、その監視項目のための計器が「275kV 母線電圧計」、「M/C 母線電圧計」、「GTG 発電機電圧計」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、ガスタービン発電機を起動し、非常用高圧母線 C 系及び D 系へ給電する手順であり、「第 1.14-9 図 ガスタービン発電機又は電源車によるメタクラ C 系及びメタクラ D 系受電 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、代替所内電気設備へ給電する場合には、起動操作、給電の確認等を 1 名により、10 分以内に、非常用所内電気設備に給電する場合には、起動操作、給電の確認等を計 3 名により、70 分以内に実施する（※）。</b></p> <p><b>※ ガスタービン発電機による非常用高圧母線 D 系の受電完了までは 40 分以内に、非常用高圧母線 C 系の受電完了までは 70 分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>設置許可基準 37 条（有効性評価）の「2.2 全交流電源喪失」等においては、作業に必要な要員計 2 名により、事象発生から約 30 分後に、ガスタービン発電機による給電操作を完了すると評価していることから、必要な人数が確保され、操作を完了できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>b. 有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</p> <p>c. 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。</p>

(2) 【技術的能力】可搬型代替交流電源設備（高圧電源車等）による給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電ができない場合に、電源車による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)b)にて求められている「可搬型代替交流電源からの給電手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.14-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、 <b>高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリ</b> を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、 <b>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等</b> を重大事故等対処設備として位置付ける」としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. <b>外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、高圧発電機車を代替交流電源とした非常用所内電気設備への給電</b>に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合」を、「電源の確保」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源の確保」であること、その監視項目のための計器が「275kV 母線電圧計」、「M/C 母線電圧計」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、高圧電源車により、非常用高圧母線 C 系及び D 系へ給電する手順であり、「第 1.14-13 図 高圧電源車によるメタクラ 2C 系及びメタクラ 2D 系 受電 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、高圧発電機車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計 6 名により、275 分以内</b>に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>b. 有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</p> <p>c. 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。</p>

(3) 【自主対策】非常用コントロールセンタ切替盤を用いたガスタービン発電機からの給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、非常用コントロールセンタ切替盤を用いたガスタービン発電機からの給電を行うものであり、そのための自主対策設備が「第 1.14-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 当該手順は、外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの非常用高圧母線 C 系及び D 系への給電ができない場合には、非常用コントロールセンタ切替盤を用いたガスタービン発電機からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「外部電源、非常用ディーゼル発電機からの給電ができない場合」を、「電源の確保」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 母線電圧計」、「M/C 電圧計」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、当該手順は、非常用コントロールセンタ切替盤を用いたガスタービン発電機からの給電をする手順であり、「第 1.14-48 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機車による SA ロードセンタ及び SA コントロールセンタ受電タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間	b. この手順では、給電操作等を計 3 名により、75 分以内に実施することを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

(4) 【自主対策】号炉間電力融通ケーブル（常設）、（可搬型）による給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない場合に、号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電を行うものであり、そのための自主対策設備が「第 1.14-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない場合には、1号炉の非常用ディーゼル発電機（A）又は非常用ディーゼル発電機（B）が健全で電力融通が可能な場合に号炉間電力融通ケーブル（常設）、（可搬型）による代替電源（交流）からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して電力融通を行うことを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「外部電源、非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない場合」を、「電源の確保」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「275kV 母線電圧計」、「M/C 電圧計」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	

a. 操作手順	a. 当該手順は、号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）により、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系へ給電する手順であり、「第 1.14-11 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した 1 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) によるメタクラ C 系又はメタクラ D 系受電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した場合） タイムチャート」、 「第 1.14-12 図 号炉間電力融通ケーブルを使用した 1 号炉非常用ディーゼル発電機 (A) によるメタクラ C 系又はメタクラ D 系受電（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した場合） タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間	b. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用する手順では、 <u>給電操作等を計 3 名により、95 分以内に実施する</u> ことを確認した。また、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用する手順では、 <u>給電操作等を計 6 名により、265 分以内に実施する</u> ことを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>必要な電力を確保するための給電手段として、「第 1.14-45 図 重大事故等時の対応手段の選択フローチャート 代替電源（交流）による対応手段」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>(1) 代替電源（交流）による対応手順</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための給電手段として，ガスタービン発電機による給電，高圧発電機車による給電並びに号炉間電力融通ケーブルを使用した他号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通による給電がある。</li> <li>・短期的には，低圧代替注水で用いる低圧原子炉代替注水系（常設）への給電，中長期的には，発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから，これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり，かつ短時間で給電が可能であるガスタービン発電機による給電を優先する。</li> <li>・ガスタービン発電機（優先 1）から給電できず他号炉の非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な場合は，号炉間電力融通ケーブル（常設）（優先 2）を使用した電力融通を行う。なお，号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した電力融通を行う場合は，電源を供給する号炉の非常用ディーゼル発電機の運転状況及び電源を受電する号炉の受電体制を確認した上で実施する。</li> <li>・ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電ができない場合は，高圧発電機車を原子炉建物近傍又はガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）へ移動させ，複数ある接続口から給電ルートを選択して非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。高圧発電機車から非常用所内電気設備へ給電する場合は，高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）（優先 3），高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）（優先 4），高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）（優先 5）の順で高圧発電機車の給電ルートを選択する。また，高圧発電機車から代替所内電気設備へ給電する場合も同様な順で高圧発電機車の給電ルートを選択する。</li> <li>・ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設）及び高圧発電機車から給電できず他号炉の非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な場合は，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（優先 6）を使用した電力融通を行う。なお，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した電力融通を行う場合は，電源を供給する号炉の非常用ディーゼル発電機の運転状況及び電源を受電する号炉の受電体制を確認した上で実施する。</li> </ul>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>・上記の優先1から優先3までの手順を連続して実施した場合、充電器盤の受電完了まで7時間20分以内（あらかじめ他号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通ができないと判断した場合は5時間45分以内）で実施可能であり、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始する。</p> <p>（代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電の優先順位）</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. ガスタービン発電機（優先1）</li> <li>2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）（優先2）</li> <li>3. 高圧電源車（優先3）（優先4）（優先5）</li> <li>4. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（優先6）</li> </ol> <p>ただし、上記「2.」及び「4.」は自主対策</p>

1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】所内常設蓄電式直流電源設備による給電

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、全交流動力電源が喪失し、8時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合又はB-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合には、現場においてB-115V系蓄電池の不要な直流負荷の切離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）の切替えにより、24時間にわたり直流母線へ給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第1.14-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、<u>B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RC1C）及びSA用115V系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、B-115V系蓄電池を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3及び4ページに記載したく有効性評価（第37条）&gt;（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <u>全交流動力電源が喪失し、8時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合又はB-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合には、現場においてB-115V系蓄電池の不要な直流負荷の切離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）の切替え手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「全交流動力電源喪失時に給電操作が完了していない場合又はB-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合」を、「電源の確保」で確認すること等により、手順着手のタイミングが具体的に示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源の確保」であること、その監視項目のための計器が「257kV母線電圧計」、「M/C電圧計」、「直流盤電圧計」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、B-115V系蓄電池の不要な直流負荷の切離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）の切替えにより、直流母線へ給電する手順であり、「第1.14-21 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順は自動動作となるため、動作状況を直流母線電圧等で確認することを確認した。 [必要な負荷以外の切り離し] この手順では、<u>不要な負荷の切離し及び蓄電池の切替えを計3名により、30分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.14.2において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。</li> <li>・作業環境について、常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行して作業を行う。</li> </ul>

(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】常設代替直流電源設備による給電

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、<u>有効性評価（第37条）において、必要な電力を確保するために、ガスタービン発電機を常設代替交流電源設備とした給電並びにB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池を代替直流電源とした給電である。</u>そのための設備が「第1.14-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、<u>ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3及び4ページに記載した＜有効性評価（第37条）＞（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等</p> <p>(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】常設代替交流電源設備による給電及び</p> <p>1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】所内常設蓄電式直流電源設備による給電と同様。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	

(3) 【技術的能力】可搬型代替直流電源設備（高圧電源車等）による給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源が喪失し、24時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、高圧発電機車を用いた可搬型直流電源設備による給電の手順による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1(1) a) にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.14-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、<b>高圧発電機車、SA 用 115V 系充電器、B1-115V 系充電器（SA）及び 230V 系充電器（常用）を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>としていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>全交流動力電源が喪失し、24 時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、高圧発電機車を用いた可搬型直流電源設備による給電の手順による給電を給電に着手</b>するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「全交流動力電源が喪失し、24 時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合」を、「電源の確保」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源の確保」であること、その監視項目のための計器が「M/C 母線電圧計」、「GTG 発電機電圧計」、「直流母線電圧」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、高圧電源車から 115V 系充電器等へ給電する手順であり、「第 1.14-30 図 可搬型代替直流電源設備による給電 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計 6 名により、310 分以内</b>に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。</p> <p>a. <b>アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></p> <p>b. <b>通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。</b></p> <p>c. <b>作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。</b></p>

(4) 【自主対策】直流電源車による給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>全交流動力電源喪失後、24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合であって、可搬型直流電源設備による給電ができない場合には、直流給電車等によるB-115V系直流盤、230V系直流盤（RCIC）、B1-115V系直流盤（SA）又は230V系直流盤（常用）へ給電</u> を行うものであり、そのための自主対策設備が「第1.14-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	<p>a. <u>全交流動力電源喪失後、24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合であって、可搬型直流電源設備による給電ができない場合には、直流給電車等によるB-115V系直流盤、230V系直流盤（RCIC）、B1-115V系直流盤（SA）又は230V系直流盤（常用）へ給電</u>する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、直流給電車により直流盤へ給電する手順であり、「第1.14-34 図 直流給電車による給電 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、直流給電車の移動、電路の構成、給電操作等を計5名により、255分以内に実施</u>することを確認した。</p>

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>(2) 代替電源（直流）による対応手順</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失時、直流母線への給電ができない場合の対応手段として、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び直流給電車がある。 原子炉圧力容器への注水で用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系、発電用原子炉の減圧で用いる自動減圧系、原子炉格納容器内の減圧及び除熱で用いる格納容器フィルタベント系への給電が主な目的となる。短時間で給電が可能であり、長期間にわたる運転を期待できる手段から優先して準備する。</li> <li>全交流動力電源の喪失によりB-115V系充電器を経由したB-115V系直流盤への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、B-115V系蓄電池にて8時間30分、B1-115V系蓄電池（SA）を組み合わせることで合計24時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転及び自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。</li> <li>なお、蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合は、経過時間によらず、蓄電池の切替えを実施する。全交流動力電源喪失後、24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車を用いて直流母線へ給電するが、短時間で給電可能な可搬型直流電源設備を優先して準備する。</li> <li>代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合は、充電器盤を受電して直流電源の機能を回復させる。全交流動力電源の喪失によりA-115V系充電器を経由したA-115V系直流盤への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、A-115V系蓄電池により自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。A-115V系蓄電池が枯渇した場合は、遮断器の制御電源が喪失しているため、遮断器を手動で投入してから代替交流電源設備により交流電源を復旧し、A-115V系充電器を受電して直流電源の機能を回復させる。</li> </ul>

1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等

(1) 【技術的能力】代替所内電気設備による給電

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第 1.14-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3及び4ページに記載したく有効性評価（第37条）&gt;（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等</p> <p>(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】常設代替交流電源設備による給電と同様。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	

1.14.2.4 燃料の補給手順等

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、重大事故等の対処に必要となる大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車及び可搬式窒素供給装置の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、各機器への燃料補給するために、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等とタンクローリをホースで接続し、タンクローリへ軽油の補給を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第1.14-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3及び4ページに記載した&lt;有効性評価(第37条)&gt;（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等の対処に必要となる大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置を使用する場合に、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「上記設備を使用する場合」を、「補機監視機能」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」等であること、その監視項目のための計器が「ガスタービン発電機用軽油タンク油面」「ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル」「タンクローリ油タンクレベル」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへ燃料を補給する手順であり、「第1.14-58 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、タンクローリへの補給等を、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、計2名により、110分以内に、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、計2名により、150分以内に実施する（※）。その後、高圧発電機車等への燃料補給を、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、70分以内に、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、75分以内に順次実施する。</p> <p>（※）2回目以降のタンクローリへの燃料補給は、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用する場合には、35分以内に、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用する場合には、45分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.14.2において、以下のとおり示されている。</p> <p>a. アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>b. 通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。</p>

	c. 作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携行して作業を行う。
--	--

(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】タンクローリから各機器への補給

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、重大事故等の対処に必要な大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車及び可搬式窒素供給装置の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、各機器への燃料補給するために、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等とタンクローリをホースで接続し、タンクローリへ軽油の補給を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)a) にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第 1.14-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3及び4ページに記載したく有効性評価(第37条)&gt;（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 重大事故等の対処に必要な大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置を使用する場合に、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「上記設備を使用する場合」を、「補機監視機能」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」等であること、その監視項目のための計器が「ガスタービン発電機用軽油タンク油面」「ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル」「タンクローリ油タンクレベル」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、タンクローリから各機器へ燃料を補給する手順であり、「第 1.14-60 図 タンクローリから各機器等への給油（ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合）（非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間	<p>b1. この手順では、タンクローリから各機器への補給等を、ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合には、</p> <p>大量送水車へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル13分で可能である。</p> <p>高圧発電機車へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル21分で可能である。</p> <p>大型送水ポンプ車へ給油する場合は、移動時間を7分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル23分で可能である。</p> <p>可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を5分、給油時間を1分、片付け時間を5分、トータル16分で可能であることを確認した。</p> <p>b2. この手順では、タンクローリから各機器への補給等を、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合には、</p> <p>大量送水車へ給油する場合は、移動時間を8分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル20分で可能である。</p> <p>高圧発電機車へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル17分で可能である。</p> <p>大型送水ポンプ車へ給油する場合は、移動時間を2分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル18分で可能である。</p> <p>可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を1分、片付け時間を5分、トータル12分で可であることを確認した。</p>

c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。
b. 通信設備等	a. アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
c. 作業環境	b. 通信設備等について、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。
	c. 作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服）を装備又は携帯して作業を行う。

表 2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
代替電源による給電	非常用コントロールセンタ切替盤	給電開始までに時間を要するものの、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段になり得る。。
	直流給電車等	直流電源を供給するため、高圧発電機車に直流給電車を接続する必要があるため給電時間までに時間を要するものの、直流電源の確保ができない場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。
	号炉間電力融通ケーブル（常設）	耐震性は確保されていないものの、当該電路及び 1 号炉の非常用ディーゼル発電機の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保する手段となり得る。
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	給電開始までに時間を要するものの、号炉間電力融通ケーブル（常設）の代替手段となり得る。



島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.15及び設置許可基準規則第58条）

I	要求事項の整理	1.15-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.15-4
1.15.1	対応手段と設備の選定	1.15-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.15-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.15-5
1.15.2	重大事故等時の手順等	1.15-9
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.15-9
a.	第58条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.15-9
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.15-11
(2)	優先順位について	1.15-11
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.15-12
1.15.2.1	監視機能喪失	1.15-14
(1)	計器故障	1.15-14
a.	【技術的能力、自主対策】他チャンネルによる計測	1.15-14
b.	【技術的能力、有効性評価（第37条）、自主対策】代替パラメータによる推定	1.15-15
c.	優先順位	1.15-16
(2)	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	1.15-17
a.	【技術的能力、自主対策】代替パラメータによる推定	1.15-17
b.	【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	1.15-18
c.	優先順位	1.15-19
1.15.2.2	計器に必要な電源の喪失	1.15-19
(1)	全交流動力電源喪失及び直流電源喪失	1.15-19
a.	【技術的能力】常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備	1.15-19
b.	【技術的能力】設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	1.15-19
c.	【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	1.15-20
d.	優先順位	1.15-21
1.15.2.3	【技術的能力】重大事故等時のパラメータを記録する手順等	1.15-22

## I 要求事項の整理

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

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 15 事故時の計装に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>

### <設置許可基準規則第58条>（計装設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（計装設備）</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>第58条（計装設備）</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.3 全交流動力電源喪失 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB） 2.3.2 全交流動力電源喪失（TBU） 2.3.3 全交流動力電源喪失（TBD） 2.3.4 全交流動力電源喪失（TBP） 2.4 崩壊熱除去機能喪失 2.4.1 取水機能が喪失した場合 2.6 LOCA時注水機能喪失 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合 3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合 3.4 水素燃焼 5.2 全交流動力電源喪失（停止時）	・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備からの給電
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合 3.1.2 代替循環冷却系を使用できない場合 3.4 水素燃焼	上記の手順に加えて ・代替パラメータによる推定

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15項（以下「第58条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

### 1.15.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第58条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生し、計測機器の故障等により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な対処設備及び対応手順を整備するとしており、「第58条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第58条等」に示された要求事項を踏まえ、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、想定する故障等に対応する手順及び主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する手順を整備し、重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に1)以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等による計器電源の喪失を想定することを確認した。</p> <p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p>
<p>2) 第 5 8 条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第 3 7 条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>2) 第 5 8 条等及び有効性評価（第 3 7 条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第 5 8 条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等</p> <p>② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等</p> <p>③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等</p> <p>④ パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等</p> <p>⑤ 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化する（最高計測可能温度等）</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第58条等」で求められている手順		確認結果（島根2号）
【設備（配備）】※1	規制要求事項	
	<p>第58条（計装設備）</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>    i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>    ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>    iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>第58条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>機能喪失対策分析結果を踏まえ、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合における規制要求事項に対する主な手順等を以下のとおり示す。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における把握能力</p> <p>「第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に、重要監視パラメータ及び主要パラメータ（計測範囲）が示されており、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力が示されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等（代替パラメータによる推定）</p> <p>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手するとしていることを確認した。</p> <p>重要代替計器によるパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「第1.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定めるとしていることを確認した。</p> <p>c) パラメータ記録の手順</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測又は監視結果について、安全パラメータ表示システム（SPDS）等による計測結果を記録する手順及び可搬型計測器の記録する手順を整備するとしていることを確認した。</p>

	<p>【技術的能力】※<sup>3</sup></p>	<p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>    i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>    ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>    iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	<p>重大事故等の炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを「主要パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備により計測されるものを「重要監視パラメータ」と称している。</p> <p>また、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを「代替パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備により計測されるものを、「重要代替監視パラメータ」と称している。</p> <p>a) 重要監視パラメータの把握能力が、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に整理され、明確化されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等（代替パラメータによる推定）</p> <p><u>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する</u>とされていることを確認した。</p> <p>重要代替計器によるパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定めるとしていることを確認した。</p> <p>c) パラメータ記録の手順</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測又は監視結果について、重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備を整備していることを確認した。</p> <p>d) 直流電源喪失時の可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>直流電源喪失により計装電源が喪失となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断及び操作に必要なものを計測又は監視を行うこと、当該手順において、運転員は、可搬型計測器に表示される計</p>	
--	-----------------------------	--	---	--

		<p>測結果を読み取り、換算表を用いて工学値に換算し換算結果を記録用紙に記録していることを確認した。</p>	
<p>※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第58条のうち、設備等の設置に関する要求事項                  ※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項                  ※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.15</p>			
<p>○有効性評価（第37条）で求められている手順</p>			
<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替パラメータによる推定</li> <li>・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備からの給電</li> </ul>			



1.15.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第58条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第58条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）参照）及び重要代替監視パラメータを選定し、重要監視パラメータを計測する計器（以下「重要計器」という。）及び重要代替監視パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電及び可搬型計測器による計測。そのために、可搬型計測器並びに常設代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）としてSPDS表示装置、データ収集装置及びSPDS伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、発電用原子炉施設の状態を把握するための当該パラメータの他チャンネルによる計測及び代替パラメータの計測による推定。そのために、当該パラメータの他チャンネルの重要計器及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「他チャンネルによる計測」のための手順等  重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する。  この手順では、重要計器（他チャンネル）の確認を1名により実施する。</p> <p>b. 「代替パラメータによる推定」のための手順等（重要代替計器による推定）  重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器（他チャンネルを含む。）の故障が疑われる場合又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。この手順では、重要代替計器の確認、パラメータの推定を計2名により実施する。</p> <p>c. 「可搬型計測器による計測」のための手順等  重大事故等時に、監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等時に計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視ができない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計2名により、20分以内に実施する。</p> <p>d. 計器電源喪失時の手順等  計器電源喪失時には、常設代替交流電源設備からの給電又は所内常設蓄電式直流電源設備からの給電の手順に着手する。代替電源設備等からの給電の手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理していることを確認した。</p> <p>e. パラメータ記録の手順等  重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）等によるパラメータの記録の手順に着手する。この手順では、パラメータの記録が自動動作となるが、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。</p> <p>③ 作業環境等  照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること及び操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、以下を重大事故等対処設備として整備することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替パラメータによる推定</li> <li>・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備からの給電</li> </ul>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 代替パラメータによる推定</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器（他チャンネルを含む。）の故障が疑われる場合又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順によるパラメータの推定の手順に着手する。</p> <p>b. 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通設備からの給電</p> <p>代替電源設備等からの給電の手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理するとしていることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>規制要求に対する手順等における優先順位について、以下の項目毎に優先順位が設定されていることを確認した。具体的な確認内容については、1.15.2.1以降に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○監視機能喪失時の手順 <ul style="list-style-type: none"> <li>・計器故障時の手順等</li> <li>・計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等</li> </ul> </li> <li>○計器電源喪失時の手順等 <ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の手順等</li> </ul> </li> </ul>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<b>重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備している</b>ことを確認した。</p> <p>(1) <b>フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等</b></p> <p>①対策と設備  <b>重要計器（他チャンネル）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備</b>（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）<b>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</b>ことを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「主要パラメータの他チャンネルの常用計器による計測」のための手順等  <b>重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器（他チャンネルを含む。）の故障が疑われる場合又は重大事故等時に監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの常用計器の他チャンネル（以下「常用計器（他チャンネル）」という。）、当該パラメータの重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手する。</b></p> <p>(2) <b>サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等</b></p> <p>①対策と設備  <b>直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備</b>（「表2 自主対策における自主対策設備」参照）<b>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</b>ことを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「直流給電車等による給電」のための手順等  <b>直流電源喪失により、温度、圧力、水位及び注水量等のパラメータが監視できない場合の直流給電車等による電源機能回復に関する手順等（※）。</b></p> <p><b>（※）直流給電車に関する設備及び手順等については、「IV-4. 14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理</b></p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※

※ 1.15.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に { } 内の事項で標記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。{系統切替え}（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}
  - b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}
  - c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}
- ※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c. についての記載は不要。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器故障

a. 【技術的能力、自主対策】他チャンネルによる計測

(a) 【技術的能力】主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測

(b) 【自主対策】主要パラメータの他チャンネルの常用計器による計測

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1) にて求められている「重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>また、自主対策として、主要パラメータの他チャンネルの重要計器の故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネルの常用計器による計測を行う。これらのための設備については、「第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器を重大事故等対処設備として位置付け、常用計器については、自主対策設備として位置付けるとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手するとしていること、また、自主対策については、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器（他チャンネルを含む。）の故障が疑われる場合又は重大事故等時に監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの常用計器の他チャンネル（以下「常用計器（他チャンネル）」という。）による当該パラメータの推定に着手するとしていることを確認、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合」を「重要計器の指示値に、(a)通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合 (b)複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合 (c)計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合 (d)計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合」を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合」であること、その重要計器の指示値を確認することを確認した。また、それらの計器が「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」以降に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認を行う手順であり、計測にあたっての確認事項を含めて必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間、操作機器等については示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要計器及び常用計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」及び「第 1.15-5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」及び「第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図（1/3）（2/3）」に示されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. アクセスルートの確保等は、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>b. 衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</p> <p>c. 室温は通常運転状態と同程度であり、周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。</p>

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）、自主対策】代替パラメータによる推定

(a) 【技術的能力】重要代替計器による推定

(b) 【自主対策】常用代替計器による推定

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合、当該パラメータの重要代替パラメータを計測する常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）※によるパラメータの推定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1) にて求められている「重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>このための設備については、「第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付けるとしていること、常用代替計器を自主対策設備と位置付けることを確認した。</p> <p>※常用代替計器による推定のための手順は自主対策として実施される。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <u>重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器（他チャンネルを含む。）の故障が疑われる場合又は重大事故等時に監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。また、自主対策として、当該パラメータの重要代替監視パラメータを計測する常用計器（以下「常用代替計器」という。）による当該パラメータの推定</u>に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合」等の重要代替計器で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合」であること、重要計器の指示値を確認することを確認した。また、それらの計器が「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」以降に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、代替パラメータによる主要パラメータの具体的な推定を行う手順であり、「第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間、操作機器等については示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要代替計器及び常用代替計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
	事故等対処設備)」及び「第 1.15-5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」に示されていることを確認した。
<p>③アクセスルートの確保等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. アクセスルート</li> <li>b. 通信設備等</li> <li>c. 作業環境</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>a. アクセスルートの確保等は、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>b. 衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</li> <li>c. 室温は通常運転状態と同程度であり、周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。</li> </ul>

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>主要パラメータを計測する計器の故障時の対応手段の優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。</li> <li>b. 他チャンネルの重要計器の故障により、計測することが困難となった場合は、他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。</li> <li>c. 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、「第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。</li> </ul>



(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

a. 【技術的能力、自主対策】代替パラメータによる推定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合、重要代替計器又は常用代替計器※によるパラメータの推定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1b) にて求められている「発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること」に係る手段である。</p> <p>このための設備については、「第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、重要代替計器を重大事故等対処設備として位置付けるとしていること、常用代替計器を自主対策設備と位置付けることを確認した。</p> <p>※常用代替計器による推定のための手順は自主対策として実施される。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	1.15.2.1 監視機能喪失 (1) 計器故障「b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）、自主対策】代替パラメータによる推定」と同様。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	

b. 【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、重要代替計器又は常用代替計器による代替パラメータの推定が困難となった場合には、可搬型計測器による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1b)にて求められている「発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること」に係る手段である。そのために、重要監視パラメータ（「表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ」参照）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>重大事故等時に、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合」は指示値を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合」であり、それらの計器が「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型計測器による計測を行う手順であり、「第 1.15-6 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測 タイムチャート」を踏まえ、可搬型計測器の電池容量の確認、計測結果の換算、記録等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 可搬型計測器の手順では、 <u>1測定点あたり可搬型計測器の接続、計測等を計2名により、20分以内に実施する</u> としていることを確認した。 c. 当該操作手順では、可搬型計測器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. アクセスルートの確保等は、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 b. 衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。 c. 室温は通常運転状態と同程度であり、周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の対応手段の優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を代替パラメータにより推定する。また、推定するために必要な代替パラメータについては、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定める。</p> <p>b. これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測する。</p>

1.15.2.2 計器に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

a. 【技術的能力】常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備

確認結果（島根2号）	
<p>(1) 手順着手の判断等 当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」として、全交流動力電源喪失時等により計測に必要な計器電源が喪失した場合に所内常設蓄電式直流電源設備から計器へ給電するとしていることを確認した。 また、当該手順にかかる、判断基準、操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>	

b. 【技術的能力】設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、全交流動力電源が喪失し、8時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器</p>	<p>a. <u>全交流動力電源が喪失し、8時間が経過した時点で代替交流電源設備等による給電操作が完了していない場合又はB-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電</u>の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「B-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る」は、電圧計等の指示値を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電圧」であり、それらの計器が「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）及び第 1.15-4 表 補助パラメータ」に整理されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、可搬型計測器による計測を行う手順であり、「第 1.15-5 図 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電 タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、<b>β-115V 系蓄電池から SA 用 115V 系蓄電池への切替え操作等を計 2 名により、10 分以内に実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）及び第 1.15-4 表 補助パラメータ」に示されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. アクセスルートの確保等は、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>b. 衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</p> <p>c. 室温は通常運転状態と同程度であり、周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携帯している。</p>

c. 【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合において、可搬型計測器による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <b>重大事故等時に監視しているパラメータの値が計器の計測範囲を外れ、かつ、重要代替計器によるパラメータの推定ができない場合、又は重大事故等時に計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視ができない場合</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合」は指示値を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合」であり、それらの計器が「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p>	<p>a. 当該手順は、可搬型計測器による計測を行う手順であり、「第 1.15-6 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測 タイムチャート」を踏まえ、可搬型計測器の電池容量の確認、計測結果の換算、記録等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 可搬型計測器の手順では、<b>1 測定点あたり可搬型計測器の接続、計測等を計 2 名により、20 分以内に実施する</b>としていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
c. 操作計器	c. 当該操作手順では、可搬型計測器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. アクセスルートの確保等は、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 b. 衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。 c. 室温は通常運転状態と同程度であり、周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。

d. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位は以下のとおりであることを確認した。 a. 全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電される。 b. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から給電されている間に、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通電気設備から計器に給電する。 c. 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通電気設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車から計器に給電する。 d. 代替電源（交流、直流）からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1.15.2.3 【技術的能力】重大事故等時のパラメータを記録する手順等

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1c) にて求められている「重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、安全パラメータ表示システム（SPDS）として SPDS データ表示装置、データ収集サーバ及び SPDS 伝送サーバを重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）によるパラメータの記録の順に着手する。この手順では、パラメータの記録が自動動作となるが、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 記録は自動動作であり、「記録容量を超える前」は、「安全パラメータ表示システム（SPDS）の記録容量（14 日間）を超える前」としており、明確化していることを確認した。</p> <p>c. 重大事故等の発生の有無については、発生する事象の種類に応じて、技術的能力基準 1.1~1.19 に示した手順に用いる計器等にて確認することを確認した。計器等にて確認することを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 及び b.                  当該手順は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果の記録を行う手順であり、以下に示す記録に係る手順、それぞれに必要な要員数が示されていることを確認した。この手順では、現場作業を伴うことから、所要時間等が示されていないことを確認した。                  安全パラメータ表示システム（SPDS）の記録容量（14 日間）を超える前に、緊急時対策所にて緊急時対策要員 1 名で行うとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作で、記録すべきパラメータと記録場所等については、「第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」、「第 1.15-5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」及び「第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図（3/3）」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート  b. 通信設備等  c. 作業環境	<p>a. アクセスルートの確保等は、電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携帯していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>b. 衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</p> <p>c. 室温は通常運転状態と同程度であり、周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携帯している。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系の機能回復	主要パラメータの常用計器（他チャンネル）及び常用代替計器	常用代替計器	<p>重大事故等対処設備に要求される耐震性又は耐環境性がないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。</p> <p>例）常用代替計器である制御棒手動操作・監視系は、中性子源領域計装の監視が不可能となった場合は、その機能が維持される範囲において、未臨界を監視可能である。</p>
サポート系の機能回復	直流給電車等による電源機能回復に関する手順等給	直流給電車	<p>直流電源喪失により、温度、圧力、水位及び注水量等のパラメータが監視できない場合の直流給電車等による電源機能回復に関する手順等（※）。</p> <p>（※）直流給電車に関する設備及び手順等については、「IV-4.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理</p>

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.16及び設置許可基準規則第59条）

I	要求事項の整理	1.16-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.16-4
1.16.1	対応手段と設備の選定	1.16-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.16-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.16-4
1.16.2	重大事故等時の手順等	1.16-8
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.16-8
a.	第59条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.16-8
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.16-11
(2)	優先順位について	1.16-11
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.16-12
1.16.2.1	居住性を確保するための手順	1.16-14
(1)	中央制御室換気系設備の運転手順等	1.16-14
a.	【技術的能力】交流動力電源が確保されている場合	1.16-14
b.	【技術的能力】常設代替交流電源設備により中央制御室換気空調系を復旧する場合	1.16-15
c.	【技術的能力】中央制御室換気系を系統隔離運転にする場合	1.16-16
(2)	中央制御室退避室の準備手順	1.16-17
(3)	【技術的能力】中央制御室の照明を確保する手順	1.16-18
(4)	【技術的能力】中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	1.16-19
(5)	【技術的能力】中央制御室待避室の照明を確保する手順	1.16-20
(6)	【技術的能力】中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	1.16-21
(7)	【技術的能力】中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順	1.16-22
(8)	その他の放射線防護措置等に関する手順等	1.16-23
a.	【技術的能力】炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順	1.16-23
b.	放射線防護に関する教育等	1.16-24
c.	重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化	1.16-24
(9)	優先順位	1.16-24
1.16.2.2	汚染の持込みを防止するための手順等	1.16-25
(1)	【技術的能力】チェン징エリアの設置及び運用手順	1.16-25
(2)	優先順位	1.16-25
1.16.2.3	運転員等の被ばくを低減するための手順等	1.16-26
(1)	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順	1.16-26
a.	【技術的能力】非常用ガス処理系起動手順	1.16-26
b.	【技術的能力】非常用ガス処理系停止手順	1.16-27
c.	【技術的能力】原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順	1.16-28



## I 要求事項の整理

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

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

### <設置許可基準規則第59条>（原子炉制御室）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備） 第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。	第59条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備） 1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。 2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。 b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。 c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。 d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏れ出した空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。 e) BWRにあっては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	中央制御室換気系設備の運転手順等
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	中央制御室待避室の準備手順
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	中央制御室待避室の照明を確保する手順
3.4 水素燃焼	中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

運転員が原子炉制御室にとどまるための申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

- ・第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1.16項（以下「第59条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第59条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定しており、「第59条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第59条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定しており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に第59条等要求事項に対応する設備及び手順等以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況で使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段<sup>※</sup>が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第59条等による要求事項に基づき、対応手段として、原子炉制御室の居住性を確保するための手順及び汚染の持込みを防止するための手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、交流動力電源が正常な場合又は全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第59条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>2) 第59条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 中央制御室及び中央制御室待避室の遮蔽、再循環用ファン等による室内の適切な空調のための設備及び手順等</p> <p>② 非常用ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等</p> <p>③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置による開口部を閉止するための設備及び手順等</p> <p>④ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度を確認するための設備及び手順等</p> <p>⑤ 運転員の全面マスク着用及び運転員の交替により、運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないための体制の整備</p> <p>⑥ チェンジングエリア用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持込みを防止するための設備及び手順等</p> <p>⑦ 再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用ガス処理系排気ファン、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置及びLEDライト（三脚タイプ）に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電するための設備及び手順等（※）</p> <p>（※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>また、原子炉制御室の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、重大事故が発生した場合においても、運転員が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第59条等」で求められている手順		確認結果（島根2号）
要求概要		
<p>【設備（配備）】※1</p> <p>第59条（原子炉制御室）</p> <p>1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>		<p>第59条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) 再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用ガス処理系排気ファン、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置及びLEDライト（三脚タイプ）に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電するための設備及び手順等を整備することを確認した。</p> <p>b)</p> <p>① 中央制御室内での運転員の被ばくによる実効線量については、運転員の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定していることを確認した。</p> <p>②③ 運転員の全面マスクの着用のための手順等及び運転員の交替のための体制を整備する方針であることを確認した。</p> <p>④ ①の事故シーケンスを想定し、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員の交替を考慮した上で、7日間で約51mSvと評価されていることを確認した。</p> <p>c) 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断し、緊急時対策所がチェン징エリアの設営を行うと判断した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェン징エリアの設営及び運用の手順を整備する方針であることを確認した。</p>
<p>【技術的能力】※2</p> <p>1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制</p>		<p>以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>

	<p>御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びポンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	<p>a)</p> <p>① 中央制御室及び中央制御室待避室の遮蔽、再循環用ファン等による室内の適切な空調のための設備及び手順等</p> <p>② 非常用ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等</p> <p>③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置による開口部を閉止するための設備及び手順等</p> <p>④ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度を確保するための設備及び手順等</p> <p>⑤ 運転員の全面マスク着用及び運転員の交替により、運転員の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備</p> <p>⑥ チェンジングエリア用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持込みを防止するための設備及び手順等</p> <p>b)</p> <p>① 再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用ガス処理系排気ファン、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置及びLEDライト（三脚タイプ）に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電するための設備及び手順等（※）</p> <p>（※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。</p>	
--	---	--	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第59条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.16

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量について、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を想定している。

1.16.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第59条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>(1) 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.16.2.1及び1.16.2.2に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）等により、重大事故時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、中央制御室遮蔽、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、運転員の全面マスクの着用のための手順等及び運転員の交替のための体制を整備し、運転員の被ばく評価が最も厳しくなる事故シーケンスを想定しても運転員の被ばくによる実効線量が7日間で100mSvを超えないようにする。</p> <p>b. 非常用ガス処理系により、重大事故時に二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減。そのために、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部を担う原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放時の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止。そのために、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度を確認。そのために、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. LEDライト（三脚タイプ）により中央制御室の照明を確保。そのために、LEDライト（三脚タイプ）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>f. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持込みを防止する。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>① 手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 居住性を確保するための手順</p> <p>(a) 中央制御室換気系の起動手順</p> <p>中央制御室換気系は、燃料取替階放射線高、原子炉棟排気放射線高又は換気系放射線高のいずれかによる隔離信号により、自動的に系統隔離運転となるため、系統隔離運転の状態を確認するための手順に着手する。この手順では、系統隔離運転の状態確認を1名により、10分以内に実施する。また、炉心損傷を判断した場合には、中央制御室換気系の加圧運転の手順に着手する。この手順では、系統構成、中央制御室外気取入調節弁の流量調整等を計3名により、40分以内に実施する。</p> <p>全交流動力電源喪失により、中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合であって、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、中央制御室換気系の起動手順に着手する。この手順では、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電後、中央制御室換気系の起動手順等を1名により、20分以内に実施する。また、全交流動力電源喪失後に炉心損傷を判断した場合であって、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、中央制御室換気系の加圧運転の手順に着手する。この手順では、常設代替交流電源設備からの受電確認、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>系統構成、中央制御室外気取入調節弁の操作等を計3名により、40分以内に実施する。</p> <p>炉心損傷後に格納容器ベントを実施する場合であって、中央制御室待避室正圧化装置による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合には、中央制御室換気系系統隔離運転を実施する手順に着手する。この手順では、中央制御室外気取入調節弁を全閉する操作等を1名により、5分以内に実施する。また、格納容器ベント実施後に中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合には、中央制御室換気系を加圧運転する手順に着手する。この手順では、中央制御室外気取入調節弁の操作等を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>(b) 中央制御室退避所の準備手順</p> <p>炉心損傷を判断し、中央制御室換気系による加圧運転を実施した場合には、中央制御室待避室を加圧する手順に着手する。この手順では、中央制御室待避室の加圧準備のため、中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系1次減圧弁入口弁の開操作を計2名により、30分以内に実施する。また、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施予測時刻の約20分前には、中央制御室待避室の加圧のため、中央制御室空気供給系流量調節弁の操作等を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>(c) 中央制御室の照明を確保する手順</p> <p>中央制御室の照明が使用できない場合には、LEDライト（三脚タイプ）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、LEDライト（三脚タイプ）の設置及び点灯操作を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>(d) 中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順</p> <p>中央制御室換気系が系統隔離運転中等に、中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁又は中央制御室給気内側隔離弁のいずれかが全閉となった場合には、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により実施する。</p> <p>(e) 中央制御室待避室の照明を確保する手順</p> <p>炉心損傷を判断した場合には、中央制御室待避室にLEDライト（ランタンタイプ）により照明を確保する手順に着手する。この手順では、LEDライト（ランタンタイプ）の設置を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>(f) 中央制御室待避所の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順</p> <p>運転員が中央制御室待避室へ待避した場合には、中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により実施する。</p> <p>(g) プラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順</p> <p>炉心損傷を判断した場合において、運転員が中央制御室待避室に待避後も、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）によりプラントパラメータを継続して監視するための手順に着手する。この手順では、端末の起動操作等を1名により、中央制御室の照明の確保操作と合わせて10分以内に実施する。</p> <p>(h) その他の放射線防護措置等に関する手順等（炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順）</p> <p>炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスク等を着用する手順に着手する。この手順では、現場作業を行う運転員が全面マスクを着用する。なお、長期的な保安確保の観点から、運転員の被ばくを低減し、及び平準化するため、</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確</p>	<p>運転員の交替要員体制を整備する。</p> <p>b. 汚染の持込みを防止するための手順等</p> <p>(a) チェンジングエリアの設営及び運用手順</p> <p>原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断し、緊急時対策所がチェンジングエリアの設営を行うと判断した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うチェンジングエリアの設営及び運用の手順に着手する。この手順では、各資機材の設置等を計2名により、120分以内に実施する。</p> <p>c. 運転員等の被ばくを低減するための手順等</p> <p>(a) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順</p> <p>(a-1) 非常用ガス処理系起動手順</p> <p>原子炉棟排気放射線高、燃料取替階放射線高、格納容器圧力高又は原子炉水位低（レベル3）のいずれかの信号が発生した場合には、非常用ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順は自動起動となるため、起動状況等の確認を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が自動起動せず、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、非常用ガス処理系を手動により起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の手動による起動等を1名により、10分以内に実施する。</p> <p>(a-2) 中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の手順</p> <p>交流動力電源が確保されている場合であって、以下の条件が全て成立した場合には、中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止する手順に着手する。</p> <p>(ア) 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合</p> <p>(イ) 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合</p> <p>(ウ) 炉心損傷を当直副長が判断した場合</p> <p>(エ) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合</p> <p>この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>(a-3) 現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の手順</p> <p>以下の条件が全て成立した場合には、現場からの操作による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順に着手する。</p> <p>(ア) 炉心が健全であることを確認した場合</p> <p>(イ) 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合</p> <p>(ウ) 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合</p> <p>(エ) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合</p> <p>(オ) 中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作ができない場合</p> <p>この手順では、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の人力による閉止操作等を計2名により、当該装置1個あたり120分以内に実施する。</p> <p>③ 作業環境等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。	LEDライト（三脚タイプ）等による照明の確保のための手順等を整備するとしていること、中央制御室内の作業環境確保のため、中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備すること、現場作業となる中央制御室空気供給系空気ポンプラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系1次減圧弁入口弁開操作について作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.16.2.3に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止するため、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 非常用ガス処理系により、重大事故時に二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減。そのために、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等 1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、以下の手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「表1.2.2 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止」のための手順 原子炉棟排気放射線高、燃料取替階放射線高、格納容器圧力高又は原子炉水位低（レベル3）のいずれかの信号が発生した場合には、非常用ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順は自動起動となるため、起動状況等の確認を1名により、5分以内に実施する。</p> <p>③作業環境等 a) この操作は中央制御室からの操作であることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	重大事故が発生した場合に運転員等が原子炉制御室にとどまるために計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備設備が示されていること、自主対策設備設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、重大事故等が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるため以下の自主対策設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>(1) 原子炉制御室の居住性を確保するための設備及び手順等</p> <p>①対策と設備 中央制御室内の居住性確保のため「表2 自主対策における自主対策設備」に掲げる設備を整備するとしている。</p> <p>② 主な手順及び手順着手の判断等 設備が健全である場合には、非常用照明を使用するとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]

※ 1.16.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]
  - b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]
  - c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]
- ※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]

1.16.2.1 居住性を確保するための手順

(1) 中央制御室換気系設備の運転手順等

a. 【技術的能力】交流動力電源が確保されている場合

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系系統隔離運転の実施又は中央制御室内の加圧運転の実施により、隣接区域からの放射性物質のインリークを防止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室の居住性を確保する設備等のうち、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン等を重大事故等対処設備として位置付けるところを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 燃料取替階放射線高、原子炉棟排気放射線高又は換気系放射線高のいずれかによる隔離信号により、自動的に系統隔離運転となるため、系統隔離運転の状態を確認するための手順に着手するとし、炉心損傷を判断した場合には、中央制御室換気系の加圧運転の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「燃料取替階放射線高、原子炉棟排気放射線高又は換気系放射線高」を「信号」等で確認すること、判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「原子炉格納容器内の放射線量率」等により確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「信号」、「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉棟排気高レンジモニタ」、「格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）」等であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 系統隔離運転の状態を確認するための手順は、自動的に系統隔離運転となるため、系統隔離運転の状態を確認する手順であり、中央制御室換気系の加圧運転の手順は、中央制御室換気系の運転モードを系統隔離運転から加圧運転へ切替えを行う手順である。また、「第 1.16-18 図「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 系統隔離運転の状態を確認するための手順では、系統隔離運転の状態確認を1名により、10分以内に実施すること、中央制御室換気系の加圧運転の手順では、系統構成、中央制御室外気取入調節弁の流量調整等を計3名により、40分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>系統隔離運転の状態を確認するための手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p> <p>中央制御室換気系の加圧運転の手順は現場操作を伴う手順であることから以下を確認した。</p> <p>a. 廃棄物処理建物2階中央制御室非常用再循環処理装置室での操作であり、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。</p> <p>b. 中央制御室、屋内現場、緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備することを確認した。</p> <p>c. ヘッドライト及び懐中電灯を携行し、操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、綿手袋、個人線量計、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行うことを確認した。</p>

b. 【技術的能力】 常設代替交流電源設備により中央制御室換気空調系を復旧する場合

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失等により中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合に、手動で起動し系統隔離運転に切り替える手順を整備し、炉心損傷時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室バウンダリ全体を正圧化するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び「解釈 1b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室の居住性を確保する設備等のうち、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン等を重大事故等対処設備として位置付けるとことを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合であって、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、中央制御室換気系の起動手順に着手するとし、全交流動力電源喪失後に炉心損傷を判断した場合であって、代替交流電源設備からの受電が完了した場合には、中央制御室換気系の加圧運転の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「全交流動力電源喪失により、中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合」を「電源」で確認すること、判断基準である「全交流動力電源喪失後に炉心損傷を判断した場合」を「電源」、「原子炉格納容器内の放射線量率」等により確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「220kV 第 2 原子力幹線 1L 送電電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、常設代替交流電源設備による中央制御室換気系の起動を行う手順であり、「第 1.16-18 図「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 代替交流電源設備からの受電完了後の中央制御室換気系の起動手順では、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電後、中央制御室換気系の起動操作等を 1 名により、20 分以内に実施すること、代替交流電源設備からの受電完了後の中央制御室換気系の加圧運転の手順では、常設代替交流電源設備からの受電確認、系統構成、中央制御室外気取入調節弁の操作等を計 3 名により、40 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等  a. アクセスルート  b. 通信設備等  c. 作業環境	<p>代替交流電源設備からの受電完了後の中央制御室換気系の起動手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p> <p>代替交流電源設備からの受電完了後の中央制御室換気系の加圧運転の手順は、現場操作を伴う手順であることから以下を確認した。</p> <p>a. 廃棄物処理建物 2 階中央制御室非常用再循環処理装置室での操作であり、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。</p> <p>b. 中央制御室、屋内現場、緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備することを確認した。</p> <p>c. ヘッドライト及び懐中電灯を携行し、操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、綿手袋、個人線量計、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行うことを確認した。</p>

c. 【技術的能力】中央制御室換気系を系統隔離運転にする場合

確認事項	確認結果（女川2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際に、環境に放出される希ガスを中央制御室に取込むことによる放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系を系統隔離運転に切り替え、格納容器ベントを実施し中央制御室待避室から退出した後は、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室バウンダリ全体を正圧化するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室の居住性を確保する設備等のうち、中央制御室再循環送風機、中央制御室送風機等を重大事故等対処設備として位置付けるところを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷後に格納容器ベントを実施する場合であって、中央制御室待避室正圧化装置による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合には、中央制御室換気系系統隔離運転を実施する手順に着手するとし、格納容器ベント実施後に中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合には、中央制御室換気系を加圧運転する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「中央制御室待避室正圧化装置による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合」の判断として、「中央制御室待避室正圧化装置による加圧」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「中央制御室待避室正圧化装置による加圧」であること、その監視項目のための計器が「待避室差圧計」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際に中央制御室換気系を系統隔離運転に切り替え、中央制御室待避室から退出した後に中央制御室バウンダリ全体を正圧化する手順であり、「第 1.16-18 図「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 中央制御室換気系系統隔離運転を実施する手順では、中央制御室外気取入調節弁を全閉する操作等を 1 名により、5 分以内に実施すること、中央制御室換気系を加圧運転する手順では、中央制御室外気取入調節弁の操作等を 1 名により、5 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

(2) 中央制御室退避室の準備手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置により加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室待避所の加圧で使用する設備のうち、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断後に、中央制御室換気系による加圧運転を実施した場合に、中央制御室待避室の加圧を準備するとし、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施予測時刻の約 20 分前に、中央制御室待避室の加圧操作等を行うとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線線量」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」等であることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置により加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順であり、「第 1.16-18 図「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、中央制御室待避室の加圧準備のため、中央制御室空気供給系空気ポンペラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系 1 次減圧弁入口弁の開操作を計 2 名により、30 分以内に実施すること、中央制御室待避室の加圧のため、中央制御室空気供給系流量調節弁の操作等を 1 名により、5 分以内に実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該操作は、現場操作を伴う手順であることから以下を確認した。 a. 廃棄物処理建物 1 階会議室、運転員控室、及び消火用ポンペ室での操作であり、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。 b. 中央制御室、屋内現場、緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備することを確認した。 c. ヘッドライト及び懐中電灯を携行し、操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、綿手袋、個人線量計、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行うことを確認した。



(3) 【技術的能力】中央制御室の照明を確保する手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、LED ライト（三脚タイプ）により照明を確保するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び「解釈 1b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、LED ライト（三脚タイプ）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 中央制御室の照明が使用できない場合には、LED ライト（三脚タイプ）により照明を確保する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。  b. 判断基準である「中央制御室の照明が使用できない場合」は、「電源」を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が、「電源」であること、その監視項目のための計器が「220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室の照明が使用できない場合において、LED ライト（三脚タイプ）により照明を確保する手順であり、「第 1.16-18 図「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、LED ライト（三脚タイプ）の設置及び点灯操作を1名により、10分以内に実施することを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(4) 【技術的能力】中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う設備等のうち、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 中央制御室換気系が系統隔離運転中等に、中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁又は中央制御室給気内側隔離弁のいずれかが全閉となった場合には、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。  b. 判断基準である「中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁又は中央制御室給気内側隔離弁のいずれかが全閉となった場合」は、「中央制御室換気系の運転状態」で機器の動作状況を確認するとしており、1.16.2.1 の手段で、適切に手順着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が「中央制御室換気系の運転状態」であること、その手順は、1.16.2.1 の手段で監視することとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により実施することを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(5) 【技術的能力】中央制御室待避室の照明を確保する手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室にLEDライト（ランタンタイプ）を設置するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び「解釈 1b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、及びLEDライト（ランタンタイプ）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合には、中央制御室待避室にLEDライト（ランタンタイプ）により照明を確保する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。  b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」は、「原子炉格納容器内の放射線量率」を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室にLEDライト（ランタンタイプ）を設置する手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、LEDライト（ランタンタイプ）の設置を1名により、10分以内実施することを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(6) 【技術的能力】中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う設備等のうち、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. <u>運転員が中央制御室待避室へ待避した場合には、中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。  b. 適切に手順着手できることを確認した。  c. 手順着手の判断基準である「運転員が中央制御室待避室へ待避」の状況の確認には、1.16.2.1 の手段で監視することとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該操作手順は、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、 <u>酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を1名により実施する</u> ことを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(7) 【技術的能力】中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、運転員が中央制御室待避室に待避後も、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合、中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。  b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」等であることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視を行う手順であり、設置場所等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。  b. 当該手順操作について、中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、中央制御室待避室の準備作業を実施後に現場運転員 1 名で実施し、中央制御室待避室の照明の確保操作と合わせて 10 分以内で対応可能であることを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(8) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 【技術的能力】炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、全面マスク等（電動ファン付き全面マスク又は全面マスク）を着用する手順を整備するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>なお、中央制御室の被ばく評価において、入退域時にマスクを着用し、中央制御室内ではマスクを5時間着用し、1時間外すことを繰り返すものとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する手順に着手すること及び長期的な保安確保の観点から、運転員の被ばくを低減し、及び平準化するため、運転員の交替要員体制を整備するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、運転員の内部被ばくを低減するため全面マスク等を着用する手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、全交流動力電源喪失時においても、内蔵蓄電池又は代替交流電源設備より受電可能なLEDライト（三脚タイプ）を設置することで照明を確保できるため、全面マスク等の着用は対応可能であることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

**b. 放射線防護に関する教育等**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	定期検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスク着用に関して習熟している。また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施する。講師による指導のもと、フィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認するとしていることを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。

**c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化**

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保の観点から運転員の交替要員体制を整備することを確認した。交替要員体制は、交替要員として通常勤務帯の運転員を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図ることを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。

**(9) 優先順位**

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>(1) 手順の優先順位</b> 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>第59条等の要求事項に基づき抽出された対策については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、事象進展等による優先順位等は設定されていないことを確認した。</p> <p>なお、中央制御室の照明は、設計基準対象施設である非常用照明を優先して使用する。非常用照明が使用できない場合は、LEDライト（三脚タイプ）を設置し、照明を確保する。常設代替交流電源設備からの給電開始後においても非常用照明が使用できない場合は、LEDライト（三脚タイプ）を代替交流電源設備からの給電に切り替え、引き続き中央制御室の照明を確保する。ことを確認した。</p>

1.16.2.2 汚染の持込みを防止するための手順等

(1) 【技術的能力】チェンジングエリアの設置及び運用手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設営する手順を整備するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a.) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、資機材のみである。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断し、技術統括がチェンジングエリアの設営を判断した場合には、チェンジングエリアの設営及び運用の手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断」は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。また、判断基準である「技術統括がチェンジングエリアの設営を判断した場合」は、事象進展の状況（炉心損傷を当直副長が判断した場合等）、参集済みの要員数及び緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリアの設営を行うと判断した場合であることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準のうち、「炉心損傷を当直副長が判断した場合」は、「原子炉格納容器内の放射線量率」等であり、監視計器は「格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」等であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、チェンジングエリアの設置及び運用手順であり、補足説明資料「添付資料 1.16.7 第2図 チェンジングエリア設営フロー」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、各資機材の設置等を計2名により、120分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特にないが、チェンジングエリア設営場所付近の全照明が消灯した場合は、チェンジングエリア用照明を設置することを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. タービン建物2階運転員控室前通路帯での作業であり、現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認したことを確認した。</p> <p>b. 中央制御室、屋内現場、緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備することを確認した。</p> <p>c. <u>ヘッドライト及び懐中電灯を携行し、操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、綿手袋、個人線量計、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行うことを確認した。</u></p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	チェンジングエリアの設置であり、優先順位等は設定していない。



1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

a. 【技術的能力】非常用ガス処理系起動手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、原子炉建物原子炉棟を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建物原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを低減するために非常用ガス処理系を起動するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 原子炉棟排気放射線高、燃料取替階放射線高、格納容器圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）のいずれかの信号が発生した場合に着手していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉棟排気放射線高」及び「燃料取替階放射線高」を「原子炉建物内の放射線量率」で確認し、「格納容器圧力高」を「原子炉格納容器内の圧力」等で確認し、「原子炉水位低（レベル 3）」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目である「原子炉建物内の放射線量率」の監視計器は「原子炉棟排気高レンジモニタ」等であること、監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」の監視計器は「ドライウェル圧力（SA）」等であること、監視項目である「原子炉圧力容器内の水位」の監視計器は「原子炉水位（広帯域）」であることを確認した。また、それらが、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に記載されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、運転員等の被ばくを低減するために非常用ガス処理系を起動するを行う手順であり、「第 1.16-18 図「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、非常用ガス処理系が自動起動となるため、起動状況等の確認を 1 名により、5 分以内実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

b. 【技術的能力】非常用ガス処理系停止手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、非常用ガス処理系が運転中に、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、非常用ガス処理系排気ファンを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度が、1.8vol%に到達した場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準として、「非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度が、1.8vol%に到達した場合」を「原子炉建物内の水素濃度」等で監視することにより、適切に手順着手ができることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目がである「原子炉建物内の水素濃度」の監視計器は「原子炉建物水素濃度」であることを確認した。それらが、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に記載されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する手順であり、弁閉止の操作等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、非常用ガス処理系の停止操作等を計1名により、5分以内で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

c. 【技術的能力】原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順  
 (a) 中央制御室での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる。原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが非常用ガス処理系の運転が必要な時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する。<u>には、中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止する手順に着手する</u>ものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. <u>交流動力電源が確保されている場合であって、以下の条件が全て成立した場合</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p><u>(ア) 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合</u></p> <p><u>(イ) 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合</u></p> <p><u>(ウ) 炉心損傷を当直副長が判断した場合</u></p> <p><u>(エ) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合</u></p> <p>b. 判断基準として、「交流動力電源が確保されている場合」を「電源」で確認すること、「非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合」を「非常用ガス処理系の運転状態」等で確認すること、「漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合」を「原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧完了確認」等で確認すること、「炉心損傷」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること、「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合」を「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開閉状態」で確認することにより、適切に手順着手ができることを確認した。</p> <p>c. 監視項目の「電源」の監視計器は「SA-C/C 母線電圧」であること、監視項目の「原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧完了確認」の監視計器は「原子炉圧力」等であること、監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」の監視計器は「格納容器内雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）」等であること、監視項目である「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開閉状態」の監視計器は「ブローアウトパネル開閉状態表示」であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、中央制御室から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順であり、閉止操作等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、<u>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を1名により、5分以内</u>に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

(b) 現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる。原子炉建物原子炉棟の気密パウンダリの一部として原子炉建物に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが非常用ガス処理系の運転が必要な時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.16 にて求められている「解釈 1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.16-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 以下の条件が全て成立した場合には、現場からの操作による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 (ア) 炉心が健全であることを確認した場合 (イ) 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合 (ウ) 原子炉冷却材圧力パウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合 (エ) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合 (オ) 中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作ができない場合  b. 判断基準として、「炉心が健全であることを確認した場合」等を状態確認すること、適切に手順着手ができることを確認した。  c. 判断基準である状態確認の監視は、c. (a)と同様に監視することを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該操作手順は、現場から原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順であり、閉止操作等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、 <span style="border: 1px solid black;">原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の人力による閉止操作等を計2名により、当該装置1個あたり120分以内</span> に実施する。ことを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート  b. 通信設備等  c. 作業環境	a. アクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。  b. 中央制御室、屋内現場、緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備することを確認した。  c. ヘッドライト及び懐中電灯を携行し、操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、綿手袋、個人線量計、ゴム手袋、汚染防護服）を装備して作業を行うことを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
居住性の確保	中央制御室内の照明確保のための設備を用いた手順等	<span style="border: 1px solid black;">非常用照明</span>	<span style="border: 1px solid black;">重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため、照明を確保する手段となり得る。</span>

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 17及び設置許可基準規則第60条）

I 要求事項の整理	1. 17-2
II 審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 17-4
1. 17. 1 対応手段と設備の選定	1. 17-4
(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1. 17-4
(2) 対応手段と設備の選定の結果	1. 17-5
1. 17. 2 重大事故等時の手順等	1. 17-10
1. (1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1. 17-10
a. 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 17-10
(2) 優先順位について	1. 17-12
(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1. 17-12
1. 17. 2. 1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等	1. 17-15
(1) 【自主対策】モニタリング・ポストによる放射線量の測定	1. 17-15
(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	1. 17-15
a. 【技術的能力】可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定	1. 17-15
b. 【技術的能力】可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定	1. 17-16
(3) 【自主対策】放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-17
(4) 【技術的能力】放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	1. 17-17
(5) 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	1. 17-18
a. 【技術的能力】放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-18
b. 【技術的能力】放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-19
c. 【技術的能力】放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-20
d. 【技術的能力】海上モニタリング	1. 17-21
(6) 【技術的能力】モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	1. 17-22
(7) 【技術的能力】可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	1. 17-22
(8) 【技術的能力】放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	1. 17-22
(9) 【技術的能力】敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制	1. 17-23
(10) 優先順位	1. 17-23
1. 17. 2. 2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等	1. 17-24
(1) 【自主対策】気象観測設備による気象観測項目の測定	1. 17-24
(2) 【技術的能力】代替気象観測設備による気象観測項目の代替測定	1. 17-24
(3) 優先順位	1. 17-25
1. 17. 2. 3 【技術的能力】モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	1. 17-25

## I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 監視測定等に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準 1.17 監視測定等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.17 監視測定等に関する手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>

### <設置許可基準規則第60条>（監視測定設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（監視測定設備）</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、また、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 17項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対応を確実に実施する方針であるか。

### 1.17.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第60条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対応を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故が発生した場合に、以下に掲げる事項のために必要な対応手段及び重大事故対応設備を選定するとしており、「第60条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>b) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>2) 「第60条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対応設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対応を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>



(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>1. 対応手段と設備の選定結果について</b></p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第60条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第60条等による要求事項に基づき、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を選定していること、さらに、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していないことを確認した。</p> <p>2) 第60条等に対応する、主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故等対処設備及び手順等）</p> <p>第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>① モニタリング・ポストが機能喪失した場合に、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等</p> <p>② 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合に、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ及びGM 汚染サーベイ・メータをいう。）による放射性物質の濃度の代替測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等</p> <p>③ 発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータをいう。）等により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果の記録を行うための設備及び手順等</p> <p>④ 気象観測設備が機能喪失した場合に、可搬式気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等</p> <p>⑤ 代替交流電源設備である常設代替交流電源設備からの給電により、モニタリング・ポストでの放射線量の監視及び測定を継続するための設備及び手順等</p> <p>（※）</p> <p>⑥ 敷地外でのモニタリングについて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制の構築のための手順等</p> <p>⑦ バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等</p> <p>なお、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等がないことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第60条等」で求められている手順		確認結果
規制要求事項		
<p>【設備（配備）】※<sup>1</sup></p> <p>第60条（通信連絡設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p>	<p>第60条等に基づく要求事項に対応するための設備及び手順について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) b) 以下に示す手順等に用いるモニタリング設備により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定していることを確認した。</p> <p>○可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定</p> <p>モニタリング・ポストが機能喪失した場合には、可搬式モニタリング・ポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬式モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定</p> <p>原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断した場合には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量（海側）の測定を行う。そのために、可搬式モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定</p> <p>放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ、よう素モニタの代替としてNaIシンチレーション・サーベイ・メータ、ダストモニタの代替としてGM汚染サーベイ・メータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該放射能測定装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>重大事故等が発生した場合、放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該放射能測定装置及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>	

		<p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>c) 常設代替交流電源設備による給電ができる設備を設けていることを確認した。</p> <p>○モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリング・ポストへ給電する。モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機は、全交流動力電源喪失時に自動起動し、約 24 時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。常設代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリング・ポストに給電する。</p> <p>2 可搬式気象観測装置により、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けていることを確認した。</p> <p>○可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬式気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬式気象観測設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>	
<p>【技術的能力】※3</p>		<p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>	<p>a) 【設備（配備）】1 a) に同じ。</p> <p>b) 【設備（配備）】1 c) に同じ。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制 敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従い、適切に連携して実施する体制を構築することを確認した。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、以下のバックグラウンド低減対策を整備することを確認した。</p>	

			<p>○モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策                  重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策を実施することを確認した。</p> <p>○放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策                  事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う手順を整備することを確認した。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第60条のうち、設備等の設置に関する要求事項                  ※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項                  ※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.17</p> <p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順；該当なし</p>				

1.17.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第60条等に基づく要求事項に対応するための対策と そのために必要な重大事故等対処設備を整備するとして いることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順 等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合して いるか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能 力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事 項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体 的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に 必要な計器等が示されていることを確認する。 ②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作 に必要な人員、作業時間等が示されていること を確認する。</p>	<p>（1）第60条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.17.2.1以降に示す。</p> <p>申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備するとしている。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>a. モニタリング・ポストが機能喪失した場合には、必要な台数を確保する可搬式モニタリング・ポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断した場合には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量（海側）の測定を行う。そのために、可搬式モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ、よう素モニタの代替としてNaIシンチレーション・サーベイ・メータ、ダストモニタの代替としてGM汚染サーベイ・メータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該放射能測定装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等が発生した場合、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該放射能測定装置及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬式気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬式気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体が策定するモニタリング計画に従い、適切に連携して実施する体制を構築する。</p> <p>f. 重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.17-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>（1）放射性物質の放射線量、濃度、気象条件等の測定のためのための設備及び手順</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>a. 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定」のための手段等</p> <p>重大事故等が発生した後、緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及びデータの受信状態を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順では、可搬式モニタリング・ポストを6台配置する場合には、運搬・設置等を計2名により、230分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p> <p>b. 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定」のための手段等</p> <p>原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断した場合には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量（海側）の測定の手順に着手する。この手順では、可搬式モニタリング・ポストを3台配置する場合には、運搬・設置等を計2名により、120分以内に実施</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>する。また、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。また、緊急時対策所の加圧判断のために可搬式モニタリング・ポスト1台の設置を計2名により、60分以内実施する。</p> <p>c. 「放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等            重大事故等が発生した後、放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラ等が放射性物質の濃度の測定機能を喪失したと判断した場合には、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及びGM汚染サーベイ・メータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の手順に着手する。この手順では、車両等による移動、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり90分以内実施する。</p> <p>d. 「放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」のための手段等            重大事故等が発生した後、排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された可能性があるとして判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり100分以内実施する。</p> <p>e. 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」のための手段等            重大事故等が発生した後、液体廃棄物処理系排水モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出された可能性があるとして判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり80分以内実施する。</p> <p>f. 「放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等            重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたとして判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり90分以内実施する。</p> <p>g. 「海上モニタリング」のための手段等            重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたとして判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を計3名により、220分以内実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計3名により、1箇所当たり100分以内実施する。</p> <p>h. 「放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策」のための手順等            事故後の周辺汚染により測定ができなくなるおそれがあると判断した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手する。この手順では、モニタリング・ポストについては、検出器保護カバーの交換、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等、可搬式モニタリング・ポストについては、養生シートの交換、除草、周辺の土壌撤去等、放射能測定装置については、遮蔽材による包囲、バックグラウンドレベルの低い場所への移動等により、バックグラウンド低減対策を実施する。</p> <p>i. 「敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制」のための手段等            敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国及び地方公共団体が策定するモニタリング計画に従って実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>j. 「可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定」のための手段等</p> <p>緊急時対策所で気象観測設備の指示値等を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬式気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の代替測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置等を計2名により、190分以内に実施する。なお、測定データは、緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>監視測定等に係る手順について、放射性物質の濃度及び放射線量の測定及び風向、風速その他の気象条件の測定の対策について、それぞれ優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.17.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、放射線量等を監視測定について以下の自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1) 放射性物質の放射線量、濃度、気象条件等の測定のための自主的対策としての設備及び手順 放射線量等の測定ための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.17.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「モニタリング・ポストによる放射線量の測定」のための手順 モニタリング・ポストは、通常時より放射線量を連続測定しており、重大事故等時にその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>b. 「放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手順 放射能観測車搭載機器は、通常時は構内保管場所に保管しており、重大事故等時にそれらの機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>c. 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」のための手順 Ge核種分析装置、GM計数装置及びZnSシンチレーション計数装置は、その機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>d. 「気象観測設備による気象観測項目の測定」のための手順 気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時にその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>(2) モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備</p>



	<p>モニタリング・ポストの測定機能を維持・回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.17.2.3に示す。</p> <p>①対策と設備 放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等」 モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置及び非常用発電機から給電を開始する。給電状況は中央制御室において確認する。</p>
--	--

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]

※ 1.17.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]

※現場操作を伴わない中央制御室又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

(1) 【自主対策】モニタリング・ポストによる放射線量の測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、通常時からモニタリング・ポストにより放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は、モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し、約2ヶ月分保存するものであり、そのための自主対策設備は、「第1.17-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. モニタリング・ポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。
b. 操作手順	b. モニタリング・ポストによる放射線量の測定は、自動的な連続測定であることから、手順を要するものではないことを確認した。
c. 所要時間等	c. 手順は不要であることを確認した。

(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

ここでは、可搬式モニタリング・ポストによる測定と代替測定を分けて整理する。測定をa.で、代替測定をb.で記載する。

a. 【技術的能力】可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う。また、原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項の事象が発生した場合、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬式モニタリング・ポストを3台配置し、放射線量の測定を行う。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急時対策所付近に可搬式モニタリング・ポストを1台配置し、放射線量の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.17の解釈1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第1.17-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬式モニタリング・ポストを重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等時、発電所対策本部長が緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。また、海側及び緊急時対策所付近への設置については、当直副長が「原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断した場合等には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量（海側）の測定の手順に着手する」としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生」により、適切に手順着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視パラメータ（計器）は用いないことを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定を行う手順であり、「第1.17-3図 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. 当該手順は、「可搬式モニタリング・ポストを3台配置する場合には、運搬、設置等を計2名により、120分以内実施する。」また、緊急時対策所の正圧化判断のため、可搬式モニタリング・ポストを1台配置する場合には計2名により、60分以内実施することを確認した。

確認事項	確認結果（島根2号）
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. 車両等で設置場所までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬できる範囲に配置位置を変更することを確認した。
b. 通信設備等	b. 円滑に作業ができるように、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。
c. 作業環境	c. 屋外の作業であることを確認した。

b. 【技術的能力】可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリング・ポストにより、放射線量を監視、測定及び代替測定し、その結果を記録するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬式モニタリング・ポストを重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 当該手順では、 <u>重大事故等が発生した後、緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及びデータの受信状態を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する</u> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「モニタリング・ポストの放射線量の測定機能」を、「放射線量」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「放射線量」等であること、その監視項目のための計器が「モニタリング・ポスト」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う手順であり、「第 1.17-3 図 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. この手順では、 <u>可搬式モニタリング・ポストを6台配置する場合には、運搬・設置等を計2名により、230分以内に実施する</u> ことを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等	
a. アクセスルート	a. 車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置すること、土石流等の発生状況により配置箇所を変更があることを確認した。
b. 通信設備等	b. 円滑に作業ができるように、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。
c. 作業環境	c. 屋外の作業であることを確認した。

(3) 【自主対策】放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備するものであり、そのための自主対策設備については、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当直副長が原災法該当事象が発生したと判断した場合、又は、原災法該当事象 <sup>(※)</sup> 発生前であっても、放射線管理班長が放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合には、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。 (※) 原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項に該当する事象若しくは原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項に該当する事象
b. 操作手順	b. 当該手順は、ダスト・よう素サンプラ及びダスト・よう素モニタによるダスト濃度及びよう素濃度の監視・測定等を行う手順であり、「第 1.17-4 図 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順は、監視・測定等を計 2 名により、90 分以内で実施することを確認した。

(4) 【技術的能力】放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ、よう素モニタの代替として NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、ダストモニタの代替として GM 汚染サーベイ・メータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行うことにより、空気中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等時、放射線管理班長が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否、よう素モニタ及びダストモニタの指示値を確認し、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、「放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の手順」に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失」を「放射性物質の濃度」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「放射性物質の濃度」等であること、その監視項目のための計器が「放射能観測車（よう素モニタ、ダストモニタ）」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定を行う手順であり、「第 1.17.8 図 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<b>車両による移動、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり90分以内で実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>操作の成立性について、補足説明資料「添付資料 1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制」、「添付資料 1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き」等に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが示されていることを確認した。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性があることを確認した。</p>

(5) 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

a. 【技術的能力】放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプリャ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha \cdot \beta</math> 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge 核種分析装置、GM 計数装置及び ZnS シンチレーション計数装置を測定に使用することを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、重大事故等時、放射線管理班長が排気筒モニタの指示値及びデータ状態を確認し、排気筒モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合又は、排気筒モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、放射線管理班長が発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合に放射性物質の濃度の測定に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出」を「モニタ値」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「排気筒モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p>	<p>a. 当該手順は、放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順であり、「第 1.17-7 図 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
b. 所要時間等 c. 操作計器	b. 当該手順は、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり100分以内で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.17-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等  a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作の成立性について、補足説明資料「添付資料1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制」、「添付資料1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き」等に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが示されていることを確認した。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性があることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行ふものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.17の解釈1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第1.17-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及び<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備であるGe核種分析装置、GM計数装置及びZnSシンチレーション計数装置を測定に使用することを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<u>重大事故等が発生した後、液体廃棄物処理系排水モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出された可能性がある</u>と判断した場合には、<u>水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する</u>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合」を「モニタ値」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「液体廃棄物処理系排水モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.17-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順であり、「第1.17-8図 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、測定、記録等を計2名により、1箇所当たり80分以内で実施する。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.17-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等	<p>操作の成立性について、補足説明資料「添付資料1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制」、「添付資料1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き」等に以下のように記載されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。 b. 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。 c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが示されていることを確認した。 なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性があることを確認した。

c. 【技術的能力】放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合、放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、放射能測定装置（NaI シンチレーション・サーベイ・メータ及び $\alpha$ ・ $\beta$ 線サーベイ・メータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。 また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge 核種分析装置、GM 計数装置及び ZnS シンチレーション計数装置を測定に使用することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、 <u>重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する</u> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「放射性物質の放出が確認された場合」を「モニタ値」等で確認する等により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「排気筒モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順であり、「第 1.17-9 図 放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順は、 <u>測定、記録等を計 2 名により、1 箇所当たり 90 分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	操作の成立性について、補足説明資料「添付資料 1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制」、「添付資料 1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き」等に以下のように記載されていることを確認した。 a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。 b. 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。 c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが示されていることを確認した。 なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性があることを確認した。



d. 【技術的能力】 海上モニタリング

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合、小型船舶で周辺海域を移動し、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）により空气中及び水中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）及び小型船舶を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge 核種分析装置、GM 計数装置及び ZnS シンチレーション計数装置を測定に使用することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<b>重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタの指示値等を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出が確認された場合」を「モニタ値」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「排気筒モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、海上モニタリング測定を行う手順であり、「第 1.17-11 図 海上モニタリングのタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<b>船舶の出航までの作業を計 3 名により、220 分以内</b>に実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計 3 名により、1 箇所当たり 100 分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等  a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作の成立性について、補足説明資料「添付資料 1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制」、「添付資料 1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き」等に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. <b>放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</b></p> <p>b. <b>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。</b></p> <p>c. <b>作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが示されていることを確認した。</b></p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性があることを確認した。</p>

- (6) 【技術的能力】モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (7) 【技術的能力】可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (8) 【技術的能力】放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

バックグラウンド低減対策の手順としては、上記の3つの手順が整備されている。審査書にてまとめて記載したことから、本確認事項でも3つの手順をまとめて整理している。

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、(ア) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策<sup>※1</sup>、(イ) 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策<sup>※2</sup> 及び (ウ) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策<sup>※3</sup> を実施するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 2 にて求められている「事故後の周辺汚染による測定不能を避けるためのバックグラウンド低減対策」に係る手段である。そのための設備については、資機材として検出器保護カバーの交換、養生シートの交換等の作業を行うものであり、重大事故等対処設備及び自主対策設備を用いた作業はないとしていることを確認した。「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」を参照。</p> <p>※1 事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるため検出器保護カバーの交換、局舎壁の除染、除草、周辺の土壌撤去等を行う。</p> <p>※2 事故後の周辺汚染により可搬式モニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるために、養生シートの交換を行うものである。また、可搬式モニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合は、除草、周辺の土壌撤去等を行う。</p> <p>※3 事故後の周辺汚染により放射能計測装置による測定ができなくなることを避けるために、遮蔽材で囲む等の対策、及びバックグラウンドの低い場所への移動を行う。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 当該手順は、(ア) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策、(イ) 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策及び (ウ) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策について、それぞれ以下の条件のもと、手順に着手し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>(ア) 重大事故等時、放射線管理班長が、モニタリング・ポストの指示値が安定している状態でモニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルとモニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し、モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（プルーム通過後）。</p> <p>(イ) 重大事故等時、放射線管理班長が可搬式モニタリング・ポストの指示値が安定している状態で可搬式モニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルと可搬式モニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し、可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（プルーム通過後）。</p> <p>(ウ) 重大事故等時、放射線管理班長が放射能測定装置を使用する場所でバックグラウンドレベルの上昇により、放射能測定装置による測定ができなくなるおそれがあると判断した場合。</p> <p>b. (ア) 及び (イ) の場合の判断基準である「バックグラウンド低減対策が必要と判断した場合」を「放射線量」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。また、(ウ) の場合の判断基準である「バックグラウンド上昇により、放射能測定装置による測定ができなくなるおそれがあると判断した場合」を「放射性物質の濃度」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. (ア) 及び (イ) の場合の当該手順着手の判断における監視項目が「放射線量」等であること、その監視項目のための計器が「モニタリング・ポスト」、「可搬式モニタリング・ポスト」等であることを確認した。また、(ウ) の場合の当該手順着手の判断における監視項目が「放射性物質の濃度」等であること、その監視項目のための計器が「NaI シンチレーション・サーベイ・メータ」等であることを確認した。</p> <p>それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等	<p>a. 当該手順は、バックグラウンド低減対策等を行う手順であり、「第 1.17-12 図 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート」、「第 1.17-13 図 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート」、「第 1.17-14 図 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、上記 (ア) から (ウ) の対応について、以下のとおり確認した。</p>

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>c. 操作計器</p>	<p>(ア) モニタリング・ポストの対応は、放射線管理班員2名にて実施した場合、モニタリング・ポスト6台分の検出器保護カバーの交換作業を7時間20分以内で可能であるとしていることを確認した。</p> <p>(イ) 可搬式モニタリング・ポストの対応は、放射線管理班員2名にて実施した場合、可搬式モニタリング・ポスト10台分の養生シートの交換作業を4時間以内で可能であることを確認した。なお、事故後の周辺汚染により、放射性物質で可搬式モニタリング・ポストが汚染される場合を想定し、可搬式モニタリング・ポストの配置を行う際、あらかじめ養生を行う。</p> <p>(ウ) 放射能計測装置の対応は、放射線管理班員2名にて実施した場合、遮蔽材で囲む等の作業は、30分以内で可能であるとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.17-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>操作の成立性について、補足説明資料「添付資料1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制」、「添付資料1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き」等に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが示されていることを確認した。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性があることを確認した。</p>

(9) 【技術的能力】敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

確認結果（島根2号）
<p>当該手順は、敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国及び地方公共団体が策定するモニタリング計画に従って実施するとしており、重大事故等防止技術的能力基準1.17の解釈1c)にて求められている「敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること」に係る手段である。</p> <p>重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。また、原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し、環境放射線モニタリング等への要員の派遣、資機材の貸与等を受けることが可能であるとしていることを確認した。</p>

(10) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等発生時において、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合又はそのおそれがある場合の対応手順の選択について、「第1.17-1図 放射性物質の濃度、放射線量及び気象観測項目の測定不能時対応手順」にて明確化していることを確認した。</p>

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

(1) 【自主対策】気象観測設備による気象観測項目の測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は、継続して気象観測項目を連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存するものである。そのための自主対策設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設等と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。ことを確認した。

(2) 【技術的能力】代替気象観測設備による気象観測項目の代替測定

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合、可搬式気象観測装置により発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 にて求められている「重大事故等が発生した場合に工場等において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬式気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<b>緊急時対策所で気象観測設備の指示値等を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬式気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「風向、風速その他の気象条件の測定機能が喪失したと判断した場合」を「風向、風速、その他の気象条件」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「風向、風速その他の気象条件」であること、その監視項目のための計器が「気象観測設備（風向（地上高）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定を行うものであり、「第 1.17-16 図 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定のタイムチャート」を踏まえ、現場への移動、試料採取等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、<b>装置の配置等を計 2 名により、190 分以内で実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等	<p>操作の成立性について、補足説明資料「添付資料 1.17.2 緊急時モニタリングの実施手順及び体制」、「添付資料 1.17.3 緊急時モニタリングに関する要員の動き」等に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. <b>放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</b></p> <p>b. <b>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。</b></p>

確認事項	確認結果（島根2号）
c. 作業環境	c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが示されていることを確認した。 なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性があることを確認した。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	重大事故と発生時において、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合又はそのおそれがある場合の対応手順の選択について、「第 1.17-1 図 放射性物質の濃度、放射線量及び気象観測項目の計測不能時対応手順」にて明確化していることを確認した。

1.17.2.3 【技術的能力】モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリング・ポストへ給電するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1b) にて求められている「常設モニタリング設備が代替交流電源設備からの給電を可能にすること」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。 常設代替交流電源設備からの給電の手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理されていることを確認した。また、当該手順に係る自主対策について、モニタリング・ポストの交流電源が喪失した場合には、モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機は、全交流動力電源喪失時に自動起動し、約 24 時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。常設代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリング・ポストに給電すること、モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態で代替交流電源設備から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始することを確認した。 なお、モニタリング・ポストの機能が回復しない場合は、「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行うことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	手順着手の判断等々は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	必要な人員等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
モニタリング・ポストによる放射線量の測定	モニタリング・ポスト	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
空気中放射性物質の濃度の測定 (放射能観測車による測定)	放射能観測車搭載機器	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定	Ge 核種分析装置、GM 計数装置及び ZnS シンチレーション計数装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
気象観測設備による測定 (風向、風速その他気象条件の測定)	気象観測設備	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
モニタリング・ポストの代替電源	無停電電源装置及び非常用発電機	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る審査事項の整理と適合性確認結果等（重大事故等防止技術的能力基準1. 18及び設置許可基準規則第61条）

I	要求事項の整理	1. 18-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 18-4
1. 18. 1	対応手段と設備の選定	1. 18-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 18-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 18-5
1. 18. 2	重大事故等時の手順等	1. 18-9
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 18-9
a.	第61条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 18-9
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 18-11
(2)	優先順位について	1. 18-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 18-12
1. 18. 2. 1	居住性を確保するための手順等	1. 18-14
(1)	緊急時対策所立ち上げの手順	1. 18-14
a.	【技術的能力】緊急時対策所空気浄化送風機運転手順	1. 18-14
b.	【技術的能力】緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	1. 18-15
(2)	「原子力災害対策特別措置法」第10条第1項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第15条第1項に該当する事象発生時の手順	1. 18-16
a.	【技術的能力】可搬式エリア放射線モニタの設置手順	1. 18-16
b.	【技術的能力】緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）による空気供給準備手順	1. 18-17
c.	【技術的能力】その他の手順項目にて考慮する手順	1. 18-17
(3)	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等	1. 18-18
a.	緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員及び運転員について	1. 18-18
b.	【技術的能力】緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	1. 18-18
c.	【技術的能力】緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順	1. 18-19
1. 18. 2. 2	重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等	1. 18-20
(1)	【技術的能力】安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順	1. 18-20
(2)	重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備	1. 18-20
(3)	【技術的能力、自主対策】通信連絡に関する手順等	1. 18-20
1. 18. 2. 3	必要な数の要員の収容に係る手順等	1. 18-21
(1)	放射線管理	1. 18-21
a.	放射線管理用資機材の維持管理等	1. 18-21
b.	【技術的能力】チェン징エリアの設営及び運用手順	1. 18-21
c.	【技術的能力】緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順	1. 18-22
(2)	飲料水、食料等の維持管理	1. 18-22
1. 18. 2. 4	代替交流電源設備からの給電手順等	1. 18-23
(1)	緊急時対策所用発電機による給電	1. 18-23
a.	【技術的能力】緊急時対策所用発電機起動手順	1. 18-23

I 要求事項の整理

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

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p> <p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p> <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>

<設置許可基準規則第61条>（原子炉制御室）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p>	<p>第61条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プールーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>



設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
	該当なし

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

- ・第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18項（以下「第61条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.18.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第61条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために緊急時対策所を設置し必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第61条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第61条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。 (例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第45条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1.</p> <p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第61条等による要求事項に基づき、対応手段として、居住性を確保するための手順、重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順、必要な要員の収容に係る手順、代替交流電源設備からの給電手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第61条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第61条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>② 緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。</p> <p>③ 代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。</p> <p>④ 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備等による緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等</p> <p>⑤ 緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないよう居住性を確保する。</p> <p>⑥ 重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）の配備及び放射線管理のための手順等</p> <p>⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等</p> <p>⑧ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等</p> <p>⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等</p> <p>⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等</p> <p>⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容するための設備及び手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>また、緊急時対策所の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、緊急時対策所において、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるようにするために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第61条等」で求められている手順

要求概要	確認結果
<p>【設備（配備）】※1</p>	<p>1 以下の設備を設置する方針であることを確認した。</p> <p>a) 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し機能を喪失しない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>b) 緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図る。</p> <p>c) 緊急時対策所用発電機は、多重性を確保する。</p> <p>d) 緊急時対策所は、居住性を確保し、運転員及び緊急時対策要員がとどまることができるように、適切な遮蔽及び換気ができる設計とする。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。</p> <p>f) 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等で緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設営する手順を整備するとしていることを確認した。</p>

	<p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>2 <u>重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容するための設備及び手順等</u>。具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p>	
<p>【技術的能力】※<sup>3</sup></p>	<p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p> <p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p> <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>a) <u>緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備等による緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等</u></p> <p>b) <u>代替電源設備（緊急時対策所用発電機）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。</u></p> <p>c) <u>重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）の配備及び放射線管理のための手順等</u></p> <p>d) <u>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等</u></p> <p>e) <u>少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等</u></p> <p>2 <u>重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容するための設備及び手順等</u>。具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p>	

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第61条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 18

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順  
なし

1.18.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第61条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.18.2.1から1.18.2.4に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第61条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 代替電源からの給電。そのために、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 緊急時対策所換気空調設備、遮蔽等による緊急時対策所の居住性の確保。そのために、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）及び差圧計、緊急時対策所遮蔽、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式エリアモニタ並びに可搬式モニタリング・ポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等に対処するために必要な数の要員の収容。そのために、緊急時対策所を整備するとともに、当該緊急時対策所に重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに1週間活動するための飲料水、食料等及びチェン징エリア用資機材を配備する。</p> <p>d. 緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を構成するSPDSデータ表示装置、SPDSデータ収集サーバ及びSPDS伝送サーバを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 緊急時対策所と発電所内外との通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、衛星電話設備、無線通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 居住性を確保するための手順等</p> <p>(a) 緊急時対策所立ち上げの手順</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所換気空調系運転手順 緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所換気空調設備を運転する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所空気浄化送風機の起動等を計2名により、90分以内に実施する。</li> <li>緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順 緊急時対策所の使用を開始した場合、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。この手順では、緊急時対策所内において、復旧班1名で行う。</li> </ul> <p>(b) 原子力災害対策特別措置法第10条第1項に該当する事象又は第15条第1項に該当する事象発生時の手順</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式エリアモニタの設置手順 原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に、緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタを設置する手順を整備する。さらに、緊急時対策所に設置した可搬式エリア放射線モニタは、緊急時対策所内への放射性物質等の侵入量を微量のうちに検知し、正圧化の判断を行うために使用する。この手順では、放射線管理班1名で行い、作業</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。</p> <p>(c) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員について             <p>プルーフ通過中に緊急時対策所にとどまる運転員及び緊急時対策要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46名及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための要員23名のうち中央制御室待避室に待避する2号炉運転員5名を除いた18名の合計64名と想定している。</p> </li> <li>・ 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順             <p>炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等には、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による緊急時対策所内の加圧を実施する手順に着手する。この手順では、起動操作等を計5名により、5分以内に実施する。</p> </li> <li>・ 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順             <p>周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型式モニタリング・ポスト等により確認された場合には、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）を停止する手順に着手する。この手順では、緊急時対策所空気浄化送風機の起動操作、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）の2次圧力調節弁入口弁の閉操作等を計5名により、5分以内に実施する。</p> </li> </ul> <p>b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等</p> <p>(a) 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順             <p>緊急時対策所を立ち上げる場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順に着手する。この手順では、SPDS伝送サーバが常時伝送であり、SPDSデータ表示装置の接続確認等を1名により実施する。</p> <p>(b) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備             <p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を配備し、常に最新となるよう維持し、及び管理する。</p> <p>(c) 通信連絡に関する手順等             <p>重大事故等時において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本社、国、自治体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。</p> <p>c. 必要な数の要員の収容に係る手順等</p> <p>(a) 放射線管理             <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射線管理用資機材の維持管理等                 <p>緊急時対策所には、7日間外部からの支援がなくとも重大事故等に対処する要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。</p> </li> </ul> </p></p></p></p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な整備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>・チェン징エリアの設置及び運用手順  <u>原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断し、技術統括がチェン징エリアの設営を判断した場合には、チェン징エリアの設営及び運用の手順に着手する。この手順では、床、壁等の養生状態の確認、各資機材の設置等を1名により、20分以内に実施する。</u></p> <p>・緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順                      緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、7日間は交換なしで連続使用できる設計であるが、故障する等、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施する手順を整備する。                      緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所に2系統設置しており、故障等を考慮しても、切替え等を行うことにより、数ヶ月間使用可能とする。</p> <p>(b) 飲料水、食料等の維持管理  <u>緊急時対策所には、重大事故等に対処する要員の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持し、及び管理する。</u></p> <p>d. 代替電源設備からの給電手順等                      (a) 緊急時対策所用発電機による給電                      ・緊急時対策所用発電機起動手順等  <u>緊急時対策所を立ち上げる場合には、緊急時対策所用発電機準備の手順に着手する。この手順では、可搬ケーブルの接続等を計3名により、40分以内に実施する。また、非常用低圧母線による受電ができない場合には、緊急時対策所用発電機からの給電の手順に着手する。この手順では、緊急時対策所用発電機の起動操作等を計3名により、20分以内に実施する。</u></p> <p>③作業環境等  <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること、操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</u></p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>緊急時対策所の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。                      ①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の</p>	<p>2) 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1. 0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備設備が示されていること、自主対策設備設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>① 重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、発電所内外との通信連絡を行うため又は居住性を確保するため以下の自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>a. 発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等</p> <p>設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び局線加入電話設備を重大事故等時においても緊急時対策所と発電所内外との通信連絡に用いるとしている</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.16.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 緊急時対策所立ち上げの手順

a. 【技術的能力】緊急時対策所空気浄化送風機運転手順

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、緊急時体制が発令された場合、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、緊急時対策所を拠点として活動を開始する。緊急時対策所で活動する緊急時対策要員及び自衛消防隊の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所空気浄化送風機を起動するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、緊急時対策所空気浄化送風機等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>※緊急時体制が発令された場合：重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）が発令する緊急時警戒体制、緊急時非常体制又は緊急時特別非常体制のこと</p>
<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 緊急時対策所を立ち上げる場合としていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「緊急時対策所を立ち上げる場合」は、緊急体制が発令された場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 該当なし</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、緊急時対策所空気浄化送風機の運転手順であり、「第1.18-3図 緊急時対策所空気浄化送風機運転 タイムチャート」等を踏まえ、給気隔離ダンパ操作等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、緊急時対策所空気浄化送風機の起動等を計2名により、90分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 円滑に作業できるように、アクセスルートを確保していることを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業できるように、通信連絡節目を整備していることを確認した。</p> <p>c. ヘッドライトを用いることで、作業環境に支障がないとしていることを確認していることを確認した。</p> <p>緊急時対策所換気空調系運転操作については、補足説明資料(添付資料1.18.2 添付2-2)において示されている。</p>

b. 【技術的能力】緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、緊急時対策所の使用を開始した場合、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、測定に使用する設備のうち、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 緊急時対策所の使用を開始した場合としていることを確認した。  b. 判断基準である「緊急時対策所の使用を開始した場合」は、緊急体制が発令された場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 該当なし
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、緊急時対策所内において、復旧班1名で行う。室内での測定のみであるため、速やかに対応が可能であるとしていることを確認した。  c. 必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 円滑に作業できるように、アクセスルートを確保していることを確認した。 b. 円滑に作業できるように、通信連絡節目を整備していることを確認した。 c. ヘッドライトを用いることで、作業環境に支障がないとしていることを確認していることを確認した。

(2) 「原子力災害対策特別措置法」第10条第1項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第15条第1項に該当する事象発生時の手順

a. 【技術的能力】可搬式エリア放射線モニタの設置手順

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に、緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタを設置し、緊急時対策所に設置した可搬式エリア放射線モニタは、緊急時対策所内への放射性物質等の侵入量を微量のうちに検知し、正圧化の判断を行うために使用することとしており、緊急時対策所で活動する重大事故等対策本部要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所加圧装置（空気ポンプ）に切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.18-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬式エリア放射線モニタを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 2号当直副長が、「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生したと判断した場合としていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象」は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 該当なし</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、可搬式エリア放射線モニタを設置する手順であり、「第1.18-6図 可搬式エリア放射線モニタ設置 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、放射線管理班1名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能であるとしていることを確認した。</p> <p>c. 特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 円滑に作業できるように、アクセスルートを確保していることを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業できるように、通信連絡節目を整備していることを確認した。</p> <p>c. ヘッドライトを用いることで、作業環境に支障がないとしていることを確認していることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による空気供給準備手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、切替えの準備を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.18-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）等を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 2号当直副長が、原災法該当事象が発生したと判断した場合としていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原災法該当事象が発生」した場合は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 該当なし</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）により空気を供給する手順であり、「第1.18-7図 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による空気供給準備 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、復旧班2名で行い、作業開始を判断してから緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成完了まで2時間以内で可能であるとしていることを確認した。</p> <p>c. 特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 円滑に作業できるように、アクセスルートを確保していることを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業できるように、通信連絡節目を整備していることを確認した。</p> <p>c. ヘッドライトを用いることで、作業環境に支障がないとしていることを確認していることを確認した。</p>

c. 【技術的能力】その他の手順項目にて考慮する手順

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順

確認結果（島根2号）
(1) 手順着手の判断等 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順は、「1.17 監視測定等に関する手順等」で整備していることを確認した。

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

a. 緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員及び運転員について

確認結果（島根2号）

プルーム通過中に緊急時対策所にとどまる運転員及び緊急時対策要員は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46名及び原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための要員23名のうち中央制御室待避室に待避する2号炉運転員5名を除いた18名の合計64名と想定している。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。

b. 【技術的能力】緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベントを実施する場合に備え、緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）に切り替えることにより、緊急時対策所への外気の流入を遮断するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）及び差圧計等</b> を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 格納容器ベントの直前等になった場合等の「第1.18-8図 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による正圧化判断のフローチャート」で手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「第1.18-8図 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による正圧化判断のフローチャート」から「緊急時対策所内の空間線量率」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である監視項目が「緊急時対策所内の空間線量率」等であること、その監視項目のための計器が「可搬式エリア放射線モニタ」、「可搬式モニタリング・ポスト」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.18-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）等を起動する手順であり、「第1.18-109図 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による加圧 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、緊急時対策所空気浄化送風機等の起動操作等を計5名により、5分以内に実施するの起動</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作は切替手順であり、必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 円滑に作業できるように、アクセスルートを確保していることを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業できるように、通信連絡節目を整備するとしていることを確認した。</p> <p>c. ヘッドライトを用いることで、作業環境に支障がないとしていることを確認していることを確認した。</p>



c. 【技術的能力】緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にプルーム通過後の緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 18にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。このため、「(1) a. 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順」と同じ、緊急時対策所空気浄化送風機等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型式モニタリング・ポスト等により確認された場合には、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）を停止する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型式モニタリング・ポスト等により確認された場合」は可搬式モニタリング・ポスト又は可搬式エリア放射線モニタの線量率の指示値が上昇した後に、減少に転じ、更に線量率が安定な状態になり、周辺環境中の放射性物質が十分減少し、可搬式モニタリング・ポストの値が0.5mGy/hを下回った場合としており、「緊急時対策所内の空間線量率」等で確認すること等により、適切に動作状況を確認するための手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「緊急時対策所内の空間線量率」等であること、その監視項目のための計器が「可搬式エリア放射線モニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.18-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順であり、「第1.18-12図 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え タイムチャート」等を踏まえ、緊急時対策所空気浄化送風機への切替え操作等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、緊急時対策所空気浄化送風機の起動操作、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）の2次圧力調節弁入口弁の閉操作等を計5名により、5分以内実施するとしている。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.18-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 円滑に作業できるように、アクセスルートを確保していることを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業できるように、通信連絡節目を整備していることを確認した。</p> <p>c. ヘッドライトを用いることで、作業環境に支障がないとしていることを確認していることを確認した。</p>

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

(1) 【技術的能力】安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等が発生した場合において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行うものである。また、安全パラメータ表示システム（SPDS）を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 緊急時対策所を立ち上げる場合としていることを確認した。  b. 判断基準である緊急時対策所を立ち上げる場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 該当なし 補足説明資料(添付資料 1.18.3 添付 3-1)において、SPDSにて確認できるパラメータについて整理されている。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、SPDS表示装置の起動、監視手順であり、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順では、SPDS伝送サーバが常時伝送であり、SPDSデータ表示装置の接続確認等を1名により実施するとしていることを確認した。  c. 当該操作の判断基準は緊急時体制が発令され緊急時対策所を立ち上げる場合であり、必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

確認結果（島根2号）
重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、資料が更新された場合には資料の差替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理していることを確認した。

(3) 【技術的能力、自主対策】通信連絡に関する手順等

確認結果（島根2号）
重大事故等時において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本社、国、自治体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用法等、必要な手順の詳細は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備していることを確認した。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

(1) 放射線管理

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

確認結果（島根2号）

緊急時対策所には、7日間外部からの支援がなくとも重大事故等に対処する要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行うとしていることを確認した。

b. 【技術的能力】チェンジングエリアの設営及び運用手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>原子力災害対策特別措置法第10条第1項又は第15条第1項に該当する事象が発生したと判断し、技術統括がチェンジングエリアの設営を判断した場合には、チェンジングエリアの設営及び運用</u> を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け、放射線管理班が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 2号当直副長が、原災法該当事象が発生したと判断した後、技術統括が、事象進展の状況、参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリアの設営を行うと判断していることを確認した。  b. 判断基準である「原災法該当事象が発生」した場合は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。  c. 該当なし
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該操作手順は、チェンジングエリアの設置手順であり、「第1.18-14 図 緊急時対策所チェンジングエリアの設営 タイムチャート」等を踏まえ、機材準備等の必要な手段が示されていることを確認した。必要な手段が示されていることを確認した。  b. 当該手順操作について、 <u>この手順では、床、壁等の養生状態の確認、各資機材の設置等を1名により、20分以内に実施する</u> ことを確認した。  c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.18-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 円滑に作業できるように、アクセスルートを確保していることを確認した。 b. 円滑に作業できるように、通信連絡節目を整備していることを確認した。 c. ヘッドライトを用いることで、作業環境に支障がないとしていることを確認していることを確認した。

c. 【技術的能力】緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	当該手順は、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、7日間は交換なしで連続使用できる設計であるが、故障する等、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「(1) a. 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順」と同じ、緊急時対策所空気浄化送風機等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	a. 運転中の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが故障する等、切替えが必要となった場合に手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。  b. 判断基準である「緊急時対策所換気空調系が故障する等の切替えが必要となった場合」を「動作状況」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。  c. 手順着手の判断基準である「動作状況」は機器の運転状況で監視することとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、操作手順のなかで、機材準備等の必要な手段が示されていることを確認した。必要な手段が示されていることを確認した。  b. この手順は、復旧班3名により、6分以内で実施することを確認した。  c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 円滑に作業できるように、アクセスルートを確保していることを確認した。 b. 円滑に作業できるように、通信連絡節目を整備していることを確認した。 c. 照明を用いることで、作業環境に支障がないとしていることを確認していることを確認した。

(2) 飲料水、食料等の維持管理

確認結果（島根2号）
<p>重大事故等防止技術的能力基準1.18の解釈1 e)にて求められている「少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄する」として、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、<u>少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持し、及び管理する</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な緊急時対策所内での飲食管理として、支援班長は、重大事故等が発生した場合には、飲料水、食料等の支給を適切に運用する。放射線管理班長は、緊急時対策所内での飲食等の管理として、適切な頻度で緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。ただし、緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度が目安（<math>1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3</math>未満）よりも高くなった場合であっても、本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。また、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所内の室温・湿度が維持できるよう予備のエアコン等を保管し、管理を適切に行うとしていることを確認した。</p>

1.18.2.4 代替交流電源設備からの給電手順等

(1) 緊急時対策所用発電機による給電

a. 【技術的能力】緊急時対策所用発電機起動手順

確認事項	確認結果（島根2号）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、緊急時体制が発令された場合、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、緊急時対策本部を拠点として活動を開始する。緊急時対策所の必要な負荷は、2号炉の非常用低圧母線より受電されるが、同母線より受電できない場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機から給電するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1b）緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.18-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、<b>緊急時対策所用発電機、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</b></p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 「<b>非常用低圧母線による受電ができない場合</b>」に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「非常用低圧母線による受電ができない場合」を「緊急時対策所電源」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「緊急時対策所母線電圧」であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、代替電源設備である緊急時対策所用発電機の起動等を行う手順であり、「第1.18-18図 緊急時対策所用発電機起動 タイムチャート」等を踏まえ、ケーブル敷設等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、緊急時対策所用発電機の起動操作等を計3名により、20分以内に実施する。</b></p> <p>c. 当該操作は起動手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になことを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 円滑に作業できるように、アクセスルートを確保していることを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業できるように、通信連絡節目を整備していることを確認した。</p> <p>c. 照明を用いることで、作業環境に支障がないとしていることを確認していることを確認した。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等	発電所内外の通信連絡を行うための設備及び手順等	<p>所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備（社内向）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び局線加入電話設備</p>	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡の手段となり得る。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.19及び設置許可基準規則第62条）

I	要求事項の整理	1.19-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.19-3
1.19.1	対応手段と設備の選定	1.19-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.19-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.19-4
1.19.2	重大事故等時の手順等	1.19-6
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.19-6
a.	第62条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.19-6
(2)	優先順位について	1.19-7
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.19-7
1.19.2.1	発電所内の通信連絡	1.19-9
(1)	【技術的能力及び自主対策】発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	1.19-9
(2)	【技術的能力】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等	1.19-10
(3)	優先順位	1.19-10
1.19.2.2	発電所外（社内外）との通信連絡	1.19-11
(1)	【技術的能力】発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	1.19-11
(2)	【技術的能力及び自主対策】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等	1.19-12
(3)	優先順位	1.19-12
1.19.2.3	【技術的能力】代替電源設備から給電する手順等	1.19-13

I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 通信連絡に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準 1.19 通信連絡に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 19 通信連絡に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第62条>（通信連絡を行うために必要な設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

通信連絡に関する手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19項（以下「第62条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第62条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第62条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第62条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定するとしていることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>



(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例：1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系であり、対応手段は高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第62条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第62条等による要求事項に基づき、通信連絡を行うために必要な手段を選定しているが、その際に、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第62条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 発電用原子炉施設の内外の必要な場所と通信連絡を行うための衛星電話設備等の通信連絡設備及び手順等並びに通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための可搬型代替交流電源設備、常設代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機等の代替電源設備及び手順等</p> <p>② 計測等を行った特に重要なパラメータを本発電所内外の必要な場所で共有するための衛星電話設備、無線通信設備等の設備及び手順等計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための衛星電話設備、無線連絡設備等の設備及び手順等。</p> <p>また、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等については、有効性評価（第37条）において、位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第62条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※ <sup>1</sup>	<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（【設備（措置）】※<sup>2</sup>）</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>第62条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>○代替電源設備から給電する手順等 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電するための手順。</p>
【技術的能力】※ <sup>3</sup>	<p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p>	<p>○代替電源設備から給電する手順等 同上</p> <p>○発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等 ○発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等 これら4つの手順により、計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有を行う。</p>

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第62条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 19

1.19.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 第62条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>1) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.19.2.2以降に示す。</p> <p>○ 対策と設備</p> <p>第62条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 発電用原子炉施設の内外の必要な場所との通信連絡及び代替電源設備からの給電。そのため、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）並びに可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 発電所内</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等</p> <p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を現場（屋内）と中央制御室との間の連絡に有線式通信設備を、現場（屋外）と緊急時対策所との間の連絡に衛星電話設備及び無線通信設備を、中央制御室と緊急時対策所との間の連絡に衛星電話設備及び無線通信設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手する。ことを確認した。</p> <p>b. 発電所外</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等</p> <p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備により、緊急時対策所と本社（広島）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施することを確認した。</p> <p>③作業環境等</p> <p>手順における操作には、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であること等、当該作業にあたり特段の支障が無いことを確認した。また、円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な機能の、それぞれの対策について優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.19.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>① 及び②</p> <p>申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]

※ 1.19.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]
- b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]
- c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]

②必要な人員等

- a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]
- b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]
- c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]
- d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③アクセスルートの確保等

- a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]
- b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]
- c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]

※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

- a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]
- b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]
- c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 【技術的能力及び自主対策】発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行い、また、安全パラメータ表示システム（SPDS）<sup>(※)</sup>により、発電所内の必要な場所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するための手順等であり、また、重大事故等防止技術的能力基準1.19の解釈1にて求められている「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」に係る手順であって、そのための設備が、「第1.19-1表 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡）」等に整理されていることを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所内の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いていることを確認した。</p> <p>※安全パラメータ表示システム（SPDS）は、SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及びSPDS データ表示装置により構成される。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合には、発電所内の通信連絡の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合」をもって、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 衛星電話設備として、中央制御室及び中央制御室待避室の運転員並びに緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、衛星電話設備（固定型）を使用し、現場（屋外）の緊急時対策要員、自衛消防隊及び放射能観測車でモニタリングを行う緊急時対策要員は、衛星電話設備（携帯型）を使用すること、無線通信設備として、中央制御室及び中央制御室待避室の運転員並びに緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、無線通信設備（固定型）を使用し、現場（屋外）の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、無線通信設備（携帯型）を使用すること、有線式通信設備として、中央制御室及び中央制御室待避室の運転員並びに現場（屋内）の運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、有線式通信設備を使用することを確認した。</p> <p>なお、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ収集装置、SPDS 伝送装置については、常時伝送を行うため、通常操作は不要であり、SPDS データ表示装置の操作手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順では、衛星電話設備等を、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p> <p>c. 操作にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>衛星電話設備、無線通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。有線式通信設備は、使用場所において有線式通信機と中継コード及び専用接続端子を容易かつ確実に接続可能とするとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p>

(2) 【技術的能力】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

確認結果（島根2号）

当該手順は、計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 b) にて求められている「重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19-1 表 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対象設備と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡）」等に整理されていることを確認した。

当該手順は、特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を現場（屋内）と中央制御室との間の連絡に有線式通信設備を、現場（屋外）と緊急時対策所との間の連絡に衛星電話設備及び無線通信設備を、中央制御室と緊急時対策所との間の連絡に衛星電話設備及び無線通信設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。

なお、有線式通信設備に関する手順は、有線式通信設備と専用接続端子の接続、連絡等を実施するとしていることを確認した。

また、操作手順等については、「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備し、特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等発生時の、対応手段について、以下の方針で実施することを確認した。なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行うとしていることを確認した。</p> <p>「重大事故等時の対応手段の選択」</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、緊急時対策所との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する自主対策設備の所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を使用する。また、緊急時対策所の緊急時対策要員は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</li> <li>・ 特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する自主対策設備の所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を使用する。</li> </ul>

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 【技術的能力】発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行い、データ伝送設備により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有し、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）により、中央制御室の運転員及び緊急時対策所の緊急時対策要員が、本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行うために、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を使用する手順を整備し、データ伝送設備により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、データ伝送設備を使用する手順を整備するための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 にて求められている「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19-2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）」等に整理され、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、データ伝送設備*等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所内の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合、当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合」をもって、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該操作手順では、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）により、緊急時対策所の重大事故等対策要員が、本店、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うために、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、データ伝送設備、電力保安通信用電話設備、局線加入電話、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を使用する手順であり、そのための、衛星電話等の各種通信機器の操作方法等、必要な操作手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順では、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に際して、特段の監視項目及び監視計器を要しないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、テレビ会議システム（社内向）、局線加入電話設備、専用電話設備、電力保安通信用電話設備及び衛星電話設備（社内向）は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p>



(2) 【技術的能力及び自主対策】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

確認結果（島根2号）	
<p>当該手順は、計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所（発電所外）での共有のため、通信連絡を行うための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 b) にて求められている「重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19-2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）」等に整理され、うち、通信連絡設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、データ伝送設備、衛星電話設備（屋外アンテナ）、衛星通信装置、有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの）、有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、データ伝送設備に係るもの）、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用燃料地下タンク、タンクローリ、ホース、緊急時対策所低圧母線盤、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤及び可搬ケーブルは、重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所外の通信連絡を行うための設備（表 2 自主対策における自主対策設備 参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を使用するとしていることを確認した。</p>	
<p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備により、緊急時対策所と本店（宮城）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>なお、これらのうち統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を緊急時対策所で実施するとしてしていることを確認した。</p> <p>また、操作手順等については、「1.19.2.2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備すること、特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>	

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等発生時の、対応手段について、以下の方針で実施することを確認した。なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行うとしていることを確認した。</p> <p>「重大事故等時の対応手段」</p> <p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本社との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を優先して使用する。</li> <li>・ 自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。国との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。</li> <li>・ 自主対策設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。</li> <li>・ 自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備及び専用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。</li> <li>・ 所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備を優先して使用する。</li> </ul> <p>自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p>

1.19.2.3 【技術的能力】代替電源設備から給電する手順等

確認結果（島根2号）

衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する手順は、重大事故等防止技術的能力基準1.19の解釈1 a)にて求められている「代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電に必要な手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第1.19-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）」、「第1.19-2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）」等に整理され、うち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用燃料地下タンク、タンクローリ、ホース、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤、可搬ケーブルを重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。

当該手順は、全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電し、給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

また、衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は、充電式電池又は乾電池を使用し、充電式電池を用いるものについては、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、緊急時対策所の電源から充電するとし、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話を可能とするとしていることを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
発電所内外の通信連絡	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）</li> <li>・ 電力保安通信用電話設備</li> <li>・ 局線加入電話設備</li> <li>・ テレビ会議システム（社内向）</li> <li>・ 専用電話設備</li> <li>・ 衛星電話設備（社内向）</li> </ul>	<p>重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、通信連絡の手段となり得る。</p>

## 島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準2. 1）

重大事故等防止技術的能力基準2. 1項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

このため、規制委員会は、①手順書の整備、②体制の整備、③設備及び資機材の配備について以下の要求事項に基づき確認を行った。

## I 要求事項

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

## II 要求事項の解釈

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
  1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
  1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
  1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
  1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
  1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
  1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
  1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
  1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
  1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
  1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
  1. 14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2. 1. 1	手順書の整備	2. 1-3
(1)	設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮	2. 1-3
(2)	故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮	2. 1-7
(3)	手順書の整備及びその対応操作	2. 1-8
a.	手順書の適用条件と判断フロー	2. 1-8
b.	5つの活動を行うために必要な手順書	2. 1-14
c.	米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について	2. 1-23
2. 1. 2	体制の整備	2. 1-24
(1)	教育及び訓練の実施	2. 1-24
(2)	体制の整備	2. 1-27
a.	体制	2. 1-27
b.	対応拠点	2. 1-31
c.	外部支援	2. 1-32
2. 1. 3	設備・資機材の整備	2. 1-34
(1)	可搬型重大事故等対処設備の整備	2. 1-34
(2)	資機材の配備	2. 1-37

2. 1. 1 手順書の整備

(1) 設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害の発生を想定することを確認する。</p> <p>① 大規模な自然災害による大規模損壊の想定に当たって、国内外の基準等で示されている自然現象を参考に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を網羅的に抽出していることを確認。</p>	<p>① 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、島根原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず、国内で一般的に発生し得る事象に加え、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に抽出・整理し、55事象を抽出することを確認した。</p> <p>自然現象55事象の中で、発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として、地震、津波、地震と津波の重畳、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、森林火災、隕石の11事象を選定することを確認した。</p> <p>また、重畳することが想定される自然現象の組合せ（地震と津波）についても考慮していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の抽出プロセス及び選定結果が示されている。                  （参照：補足説明資料 添付資料2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて）                  （参照：補足説明資料 添付資料2.1.9 設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンスの抽出）</p>
<p>② ①で網羅的に抽出した自然現象について、設計基準を超えるような規模の想定し、大規模損壊へ至る可能性を検討した上で、その検討結果を踏まえ大規模な自然災害を特定し、これを考慮した手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>② 手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然現象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を考慮するとしていることを確認した。</p> <p>①で網羅的に抽出した11事象について、基準地震動、基準津波等の設計基準を超えるような規模を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を整理していることを以下のとおり確認した。</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動を超える規模を想定する。</li> </ul> <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電所近傍を震源とする地震を考慮し、地震発生後、15分程度で津波が襲来すると想定する。</li> <li>・基準津波を超える規模として、防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。</li> </ul> <p>【竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最大風速92m/sを超える規模の竜巻を想定する。。</li> </ul> <p>【凍結】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低温における設計基準温度-8.7℃を下回る規模を想定する。</li> </ul> <p>【積雪】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準積雪量100cmを超える規模の積雪を想定する。</li> </ul> <p>【落雷】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準電流値150kAを超える雷サージの影響を想定する。</li> </ul> <p>【地滑り・土石流】</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。</li> <li>・設計基準における影響範囲（土石流危険区域）を超える影響範囲の土石流を想定する。</li> </ul> <p><b>【火山の影響】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である56cmを超える規模の堆積厚さを想定する。</li> </ul> <p><b>【森林火災】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・防火帯を越えて延焼するような規模を想定する。</li> </ul> <p><b>【隕石】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事前の予測については、行えないものとして想定する。</li> </ul>
	<p>上記で選定された自然現象のうち、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は、地震、津波、地震と津波の重畳、積雪、落雷、火山の影響及び隕石の7事象であり、大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち、積雪、落雷、火山の影響及び引責については、他の事象のシナリオに代表させることができるとしていることを確認した。</p> <p><b>【積雪】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計装・制御系喪失となる。積雪については大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅いことから、事前に除雪等の対応が可能となる。非常に過酷な状況を考慮した場合にも、除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建物やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから、津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。</li> </ul> <p><b>【落雷】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最も過酷なケースは外部電源喪失+計装・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。</li> </ul> <p><b>【火山の影響】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計装・制御系喪失となる。火山の影響についても、大量の降下火砕物がある場合には、積雪時と同様、降下火砕物を除去することで、影響範囲を抑制することが可能であることから、津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。</li> </ul> <p><b>【隕石】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・隕石衝突に伴う建物・屋外設備の損傷については、大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については、地震のシナリオに代表させることができる。また、隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害については、自然現象として、地震、津波及び地震と津波の重畳3事象をケーススタディとして選定することを確認した。なお、大規模損壊の発生させる可能性を検討するにあたっては、イベントツリーにより、事象の進展を考慮していることを確認した。具体的な整理結果は、「第1.2-2図 大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉の状況」等において確認した。</p> <p><b>【地震】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送受電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及びディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>・直流電源を供給する設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能等が喪失するため、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉建物が大規模に損傷する場合には、緩和できない大規模なLOCA（Excessive LOCA）が発生すると同時に、建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により、原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。</li> <li>・原子炉格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に損傷して、大規模なLOCA（Excessive LOCA）が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉圧力容器の損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や、炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により、炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・制御室建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、補助盤室やバッテリー室損傷により緩和系の制御機能が喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・複数の制御盤等が同時に損傷することにより、計装・制御系喪失に至る可能性がある。</li> <li>・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外（原子炉建物）へ流出し、複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。</li> <li>・燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により、燃料プールの水位が低下する。</li> <li>・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。</li> <li>・保管している危険物による火災の発生可能性がある。</li> <li>・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> </ul> <p><b>【津波】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・屋外変圧器の水没により、外部電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉補機海水ポンプの水没により、補機冷却系喪失に至る可能性がある。</li> <li>・建物内への浸水により、計装・制御系、ECCS等の緩和機能が喪失し、直接炉心損傷に至る可能性がある。</li> <li>・タンク等からの火災発生、漂流物等により、アクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> </ul> <p><b>【地震と津波の重畳】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送受電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失に至る可能性がある。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及びディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。さらに、原子炉隔離時冷却系コントロールセンタの浸水により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、高圧・低圧注水機能喪失に至る可能性がある。</li> <li>・直流電源を供給する設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能等が喪失するため、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉建物が大規模に損傷する場合には、緩和できない大規模なLOCA（Excessive LOCA）が発生すると同時に、建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により、原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。</li> <li>・原子炉格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に損傷して、大規模なLOCA（Excessive LOCA）が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉圧力容器の損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や、炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により、炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・制御室建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、補助盤室やバッテリー室損傷により緩和系の制御機能が喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・複数の制御盤等が同時に損傷することにより、計装・制御系喪失に至る可能性がある。</li> <li>・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで、高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外（原子炉建物）へ流出し、複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。</li> <li>・建物内への浸水により、計装・制御系、ECCS等の緩和機能が喪失し、直接炉心損傷に至る可能性がある。</li> <li>・燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により、燃料プールの水位が低下する。</li> <li>・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。</li> <li>・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。</li> <li>・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> </ul>
<p>③ 個別プラントの確率論的リスク評価の結果に基づく事故シーケンスグループの選定において抽出しなかった事故シーケンス等により大規模損壊に至る可能性も考慮し、手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>③ <u>手順書の策定に際しては、有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスなどを考慮する</u>としていることを確認した。</p> <p>確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定において抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故等、大規模損壊への対応を含む手順書として、整備するとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応に関する対応の考え方が示されている。          （参照：補足説明資料 添付資料2.1.10 PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応について）</p> <p>有効性評価において想定する事故シーケンスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シーケンスは以下のとおり確認した。</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震レベル1PRAにより抽出した事故シーケンスには、Excessive LOCA、原子炉格納容器損傷、原子炉圧力容器損傷、計装・制御系喪失、格</li> </ul>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>納容器バイパス、原子炉建物損傷、制御室建物損傷、廃棄物処理建物損傷、全交流動力電源喪失+原子炉停止失敗等がある。また、内部事象のレベル1.5PRAにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には、これらの事故シーケンス、あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、ケーススタディとして、大規模な地震で原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断LOCAを超える規模の損傷が発生し、炉心損傷に至るExcessive LOCAを代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p> <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>津波レベル1PRAにより抽出した事故シーケンスとして、直接炉心損傷に至る事象がある。また、内部事象のレベル1.5PRAにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には、これらの事故シーケンス、あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、防波壁を超える規模の津波により、原子炉建物付属棟地下階が浸水する前提において、ケーススタディとして、全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計装・制御系喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際、取水槽エリアの浸水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</li> </ul> <p>【地震と津波との重畳】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震と津波の重畳では、上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして、全交流動力電源喪失+直流電源喪失+Excessive LOCA+計装・制御系喪失等が想定される。ケーススタディとしては、対応手順書の有効性を確認する観点から、この事故シーケンスを代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等及び取水槽エリアの浸水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</li> </ul>
<p>④ ②で整理した発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性が低い自然災害についても発生を想定し、手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>④選定した自然災害11事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準を超えるような規模を想定し、<b>手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が発電用原子炉施設の安全性に影響を考慮する</b>としていることを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震、津波及び地震と津波の重畳の3事象を代表として整理するとしている。また、当該3事象以外の自然災害については、発電所の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはないと考え、仮に大規模損壊に至ったとしても、これら3事象に包含され被害の態様から同様の手順で対応ができることを確認した。</p>

(2) 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生を想定することを確認。</p> <p>①故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生などを想定していることを確認。</p>	<p>① <b>手順書の策定に際しては、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮する</b>とし、故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定していることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、テロの想定に関する情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

(3) 手順書の整備及びその対応操作

a. 手順書の適用条件と判断フロー

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>重大事故等発生時で整備する設備を手順等に加えて、共通要因で同時に機能喪失することのないよう可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 情報の収集及び判断基準</p> <p><b>【要求事項】</b>                      発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p><b>【解釈】</b>                      1 手順書の整備は、以下によること。                      a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。</p> <p>① 全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障等の重大事故等の発生に加えて、大規模損壊の発生時の複数号機の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び大規模損壊対応の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>① 大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は広範囲で不確定性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のa.及びb.のとおり整備していることを確認した。</p> <p>大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定することを確認した。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で対応可能なよう配慮することを確認した。</p> <p>また、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備することを確認した。</p> <p>自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定したうえで、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備することを確認した。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>緊急時対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行うことを確認した。緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負うことを確認した。</p> <p>a. 発電所対策本部における情報収集、運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となるため、<b>発電用原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順を整備する。</b></p> <p>具体的には、大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、ラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。</p> <p>補足説明資料において、チェックシートが初動対応フロー中の各ステップに基づき構成されていることが示されている。また、確認状態を、「使用可能」、「使用不可」、「不明」等の選択肢に印を付ける構造とするとともに、チェック者が迅速かつ容易に被害状況を記入できるような確認内容であることが示されている。</p>
	<p>b. 発電用原子炉施設の被害状況を把握した結果、これに対する<b>対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。</b></p> <p>対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に緊急時対策本部長が行うことを確認した。</p> <p>緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建物の損傷状況、火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載したうえで、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定する。</p> <p>当面達成すべき目標設定の考え方は以下のとおり。なお、活動に当たっては、重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。</li> <li>・ 炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。</li> <li>・ 燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。</li> <li>・ これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。</li> </ul> <p>これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していく。</p>
	<p>大規模損壊への対応に当たっては、以下に示す項目を目的とした各対応操作の優先順位付け対策決定の判断を行うための対応フローを整備することを確認した。</p> <p>&lt;炉心の著しい損傷を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水</li> </ul> <p>&lt;原子炉格納容器の破損を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避</li> </ul> <p>&lt;燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>&lt;放射性物質の放出を低減するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策</li> <li>・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制</li> </ul> <p>&lt;大規模な火災が発生した場合における消火活動&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・消火活動</li> </ul> <p>&lt;その他の対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・要員の安全確保</li> <li>・対応に必要なアクセスルートの確保</li> <li>・電源及び水源の確保並びに燃料補給</li> <li>・人命救助</li> </ul> <p>補足説明資料において、初期対応の概要、発電所対策本部で使用する対応フロー及びプラント状態確認チェックシートが示されている。            発電所全体の被災状況及びプラント状態を把握し、把握した状況等から必要な個別操作へ展開がされるフローになっていることが示されている。さらに、個別操作を実施できない場合の判断の考え方が示されている。            なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。            （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.11 大規模損壊発生時の対応）</p>
<p><b>2. 判断に迷う操作等の判断基準の明確化</b></p> <p>【解釈】            b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）</p> <p>① 故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 大規模損壊の発生を想定し、海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認する。その際、具体的な手順の内容について示されていることを確認する。</p>	<p>① 故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。</p> <p>② 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えず発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合や、状況把握がある程度可能な場合も想定し、以下の対応を考慮して手順を整備する。</p> <p>a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失並びに緊急時対策所の監視機能喪失により、状況把握が困難な場合は、アクセスルートが確保され次第、外からの目視による確認を行い、優先順位に従った可搬型計測器によるパラメータの確認を順次行い、必要に応じた大規模損壊に対する緩和措置を行う。</p> <p>b. 中央制御室又は緊急時対策所の監視機能の一部が健全である場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行い、他のパラメータについては、アクセスルートが確保され次第、外からの目視による確認を行い、可搬型計測器による優先順位に従ったパラメータの確認を順次行い、必要に応じた大規模損壊に対する緩和措置を行う。</p> <p>大規模損壊の対応に当たっては、環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>                     &lt;炉心の著しい損傷を緩和するための対策&gt;                      ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と発電用原子炉への注水                      &lt;原子炉格納容器の破損を緩和するための対策&gt;                      ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避                      &lt;燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策&gt;                      ・使用済燃料プールの水位以上低下時のプールへの注水                      &lt;放射性物質の放出を低減するための対策&gt;                      ・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策                      ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制                      &lt;大規模な火災が発生した場合における消火活動&gt;                      ・消火活動                      &lt;その他の対策&gt;                      ・要員の安全確保                      ・対応に必要なアクセスルートの確保                      ・電源及び水源の確保並びに燃料補給                      ・人命救助                 </p> <p>                     発電用原子炉施設の被災状況を把握するためのチェックシートを用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の優先順位付け対策決定を行うための対応フローに基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定することを確認した。                 </p> <p>                     （個別戦略）                      大規模損壊発生時に使用する手順書を有効、かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、対応フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化することを確認した。個別戦略実行のために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備等の使用可否については、プラント状態確認チェックシートに基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断することを確認した。                 </p> <p>                     発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合の優先順位は、「第1.2-3図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー（プラント状況把握が困難な場合）」において示されていることを確認した。                 </p> <p>                     緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建物の損傷状況、火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載したうえで、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定することを確認した。                 </p> <p>                     補足説明資料において、個別戦略が以下の10個であることが示されている。                 </p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① アクセスルート確保戦略</li> <li>② 消火戦略</li> <li>③ 原子炉停止戦略</li> <li>④ 原子炉圧力容器への注水戦略</li> <li>⑤ 水素爆発防止戦略</li> </ol>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>⑥ 原子炉格納容器除熱戦略                      ⑦ 燃料プール注水戦略                      ⑧ 燃料プール除熱戦略                      ⑨ 放射性物質拡散抑制戦略                      ⑩ 電源確保戦略</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。                      （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.11 大規模損壊発生時の対応）</p>
<p><b>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</b></p> <p>【解釈】                      c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> <p>① 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。</p> <p>② 当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。</p> <p>③ 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p>
<p><b>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</b></p> <p>【解釈】                      d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>① 事故の進展状況に応じて具体的な大規模損壊対応を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>① 大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で対応可能なよう配慮することを確認した。</p> <p>また、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備することを確認した。</p> <p>自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定したうえで、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備することを確認した。</p> <p>②大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化することを確認した。</p>
<p><b>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</b></p> <p><b>【解釈】</b>  e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する方針であること。</p>	<p>①中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。  なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p><b>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</b></p> <p><b>【解釈】</b>  f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)等ができる手順を整備する方針であること。</p> <p>(i) 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>① 大規模損壊を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。</p> <p>② 前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①② 補足説明資料において、大津波警報発表時等において、原子炉停止操作を開始する等の措置を講じるとしていることを確認した。  (参照：補足説明資料 添付資料 1.0.8 自然災害等の影響によりプラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある事象の対応について)</p> <p>補足説明資料の「対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）」において、外部からの通報等により、大型航空機衝突の予兆情報を入手した場合は、事前対応として原子炉停止操作等の必要な措置を行うとしていることを確認した。  (参照：補足説明資料 添付資料 2.1.11 大規模損壊発生時の対応)</p>

b. 5つの活動を行うために必要な手順書

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 重大事故等防止技術的能力基準2. 1項の一から五までの活動に関する緩和等の措置を講じるための手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>① 重大事故等防止技術的能力基準2. 1項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及びその影響の緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する」としていることを確認した。</p> <p>一から五までの5つの活動を行うための手順書は以下の手順等で構成されている確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</li> <li>・ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</li> <li>・ 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</li> <li>・ 燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</li> <li>・ 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</li> </ul> <p>また、5つの手順等の内容は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。</li> <li>・ 地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能ないように多様な消火手段を整備する。</li> <li>・ 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能で小型放水砲、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。</li> <li>・ 地震により建物内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において、事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。</li> <li>・ 消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。</li> <li>・ 建物内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建物内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。</li> <li>・ また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動を行う場合は、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。</li> <li>・ 消火活動に当たっては、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線通信設備の回線を使用する。</li> </ul> <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。</li> <li>・ 全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用原子炉の冷却を試みる。</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能</li> </ul>



	<p>が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。</li> </ul> <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</li> <li>最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、原子炉補機代替冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。</li> <li>原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</li> <li>炉心に著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</li> <li>炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）や熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部へ注水を行う。</li> <li>原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系により水素ガス及び酸素ガスの濃度を抑制する。</li> <li>可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、さらに酸素濃度が上昇する場合には、格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。</li> </ul> <p>【燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プールの状態を監視するため、燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）を使用する。</li> <li>燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は、消火系、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水することにより、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。</li> <li>燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位維持が行えない場合は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。</li> <li>原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。</li> </ul> <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合は、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。その際、防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。</li> <li>放水することで放射性物質を含む汚染水が構内雨水排水路から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。</li> </ul>
--	--

	<p>・ シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況等）である場合は、大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。</p>
<p>② ①で整備する方針の手順書について、技術的能力基準の1.2~1.14で整備する手順等を活用しているものが明確であることを確認。</p>	<p>② 重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1. 2項から1. 14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順として、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順及び中央制御室損傷時に現場と緊急時対策所が直接連絡できる手順を追加して整備することを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p> <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>【燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等</p>

	<p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</p>
	<p>技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順を活用するものについては以下のとおりであることを確認した。</p> <p>なお、大規模損壊に特化した設備及び手順の整備について、具体的な対応例は非公開資料において示されており、大規模損壊の発生に備えて配備する資機材を使用して対応が可能であることを確認した。 (参照：補足説明資料 添付資料2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について)</p> <p>【1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</li> <li>・ 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。</li> <li>・ 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注水を実施する。</li> <li>・ 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</li> </ul> <p>また、「第1.2-5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次</p>

に示す。

- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 窒素ガス制御系からの作動窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が逃がし安全弁用窒素ガスポンペに自動で切り替わることで逃がし安全弁の機能が確保される。

また、「第1.2-6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。

- ・ 常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。  
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。  
また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。  
原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。  
なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え復水・給水系、残留熱除去系（低圧注水モード）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系を使用し、原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、「第1.2-7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器

によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の

例を次に示す。

- ・ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，原子炉補機代替冷却系により，補機冷却水を供給する。
- ・ 残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
- ・ 残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器フィルタベント系により，最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。
- ・ 残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベントラインを使用して最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、「第 1.2-8 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。

- ・ 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器内スプレイを行う。

また、「第 1.2-9 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合，残留熱代替除去系の運転により，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、「第 1.2-10 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.7）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

## 【1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心熔融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL代替注水系（常設）により、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系又は補助消火水槽若しくはろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。

また、「第 1.2-11 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

## 【1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを供給する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器フィルタベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

また、「第 1.2-12 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

## 【1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための手順の例を次に示す。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟への水素ガス漏えいを抑制する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を開放することにより、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止する。

また、「第 1.2-13 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.10）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

大規模損壊発生時においても燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。

- ・ 燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、大量送水車により、常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には、大量送水車により、可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

また、「第 1.2-14 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.11）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。

- ・ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建物から直接放射性物質が拡散するおそれがある場合、大型送水ポンプ車、放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・ 放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び2号炉放水接合槽から海へ流れ込むため、シルトフェンスを設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

また、「第 1.2-15 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.12）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等】

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す。

- ・ 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給を実施する。

また、「第 1.2-16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.14 電源の確保に関する手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。大規模損壊発生時に電源の確保手順の例を次に示す。

- ・ 外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系及び非常用高圧母線C系の順に復旧し、常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用メタクラを経由するため、代替所内電気設備への給電も同時に行われる）
- ・ 当該号炉で外部電源、非常用交流電源設備及び常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系への給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブルを使用して他号炉の非常用高圧母線から当該号炉の非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系までの電路を構成し、他号炉から給電する。
- ・ 外部電源、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び号炉間電力融通ケーブルによる非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）を高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系へ給電する。
- ・ 外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通ケーブル及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合、可搬型直流電源設備（高圧発電機車、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用））により直流電源を接続し、B-115V系直流盤（SA）、SA対策設備用分電盤（2）、230V系直流盤（RCIC）へ給電する。
- ・ 外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合で、かつ可搬型直流電源設備（高圧発電機車、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用））による直流電源の給電ができない場合に、直流給電車をB-115V系直流盤、230V系直流盤（RCIC）、B-115V系直流盤（SA）及び230V系直流盤（常用）に接続し、直流電源を給電する。
- ・ 非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）から代替所内電気設備へ給電するとともに、代替直流電源設備である可搬型直流電源設備の電路として代替所内電気設備を使用する。

また、「第 1.2-17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.14）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。



<p>③ ①について、技術的能力基準の1. 2～1. 14で整備する手順等に加えて、「2.1可搬型設備等による対応手順等」として多様性を持たせた手順書を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④ ①で整備する方針の手順書について、対応手段の優先順位の考え方が示されていることを確認する。</p>	<p>③④ 大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を整備する」としていることを確認した。</p> <p>具体的には、重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1. 2項から1. 14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順及び中央制御室損傷時に現場と緊急時対策所が直接連絡できる手順を追加して整備することから、多様性及び柔軟性を持たせた手順等を整備することを確認した。</p> <p>（参照：第1.2-18表 大規模損壊に特化した手順）</p> <p>環境への放射性物質の放出防止、抑制を最大の目的とし、各対策における優先実施事項を以下のとおりとしている。</p> <p>&lt;炉心の著しい損傷を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と発電用原子炉への注水</li> </ul> <p>&lt;原子炉格納容器の破損を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避</li> </ul> <p>&lt;燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料プールの水位以上低下時のプールへの注水</li> </ul> <p>&lt;放射性物質の放出を低減するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策</li> <li>・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制</li> </ul> <p>&lt;大規模な火災が発生した場合における消火活動&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・消火活動</li> </ul> <p>&lt;その他の対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・要員の安全確保</li> <li>・対応に必要なアクセスルートの確保</li> <li>・電源及び水源の確保並びに燃料補給</li> <li>・人命救助</li> </ul> <p>なお、大規模損壊に特化した設備及び手順の整備の必要性については、非公開資料に具体的な対応例が示されており、重大事故等対策で整備する手順を使用して対応が可能としていることを確認した。</p>
--	---

c. 米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>①米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）を踏まえた大規模損壊に対する考慮事項及びそれに対する対応が参考として示されていることを確認する。</p>	<p>①整備する手順について、米国における NEI ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）の考え方も参考としていることを確認した。また、本ガイドの要求内容に照らして島根原子力発電所2号炉の対応状況を確認していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、本ガイドの前提条件と島根原子力発電所2号炉における大規模損壊に関する考慮事項の概要が示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.16 米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）で参考とした事項について）</p>

2. 1. 2 体制の整備

(1) 教育及び訓練の実施

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>重大事故等発生時の教育及び訓練（重大事故等防止技術的能力基準1.0項）に加えて、必要となる大規模損壊時の教育及び訓練について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で教育及び訓練が網羅的に整備され、計画的に実施する方針としていることを確認する。</p> <p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>(1) 大規模損壊対応における手順について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>①重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p> <p>②大規模損壊対応に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>③通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定し、個別訓練を実施する方針であることを確認。</p> <p>④教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施することを確認した。</p> <p>②③大規模損壊への対応のための重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策に関して実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊が発生した場合も想定した教育及び訓練を実施する。また、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した原子力防災管理者及びその代行者への個別の教育及び訓練を実施する」としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、個別の教育及び訓練を計画的に実施することについて、緊急時対策要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施することが示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p> <p>④大規模損壊への対応のための緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性を持って柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割に期待する緊急時対策要員以外の緊急時対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る」としていることを確認した。</p> <p>教育及び訓練の力量管理について、「第1.2-19表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について」に、対象者及び対象者に対して要求する力量が示されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、運転員及び重大事故等対策要員に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p>
<p>(2) (1)により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p>	

<p>① 力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施することを確認した。また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施することを確認した。さらに、緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図ることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子力防災管理者、副原子力防災管理者、運転補助要員、重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p>
<p><b>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</b></p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <p>① 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。</p> <p>② 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。</p>	<p>①②大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p>
<p>(2) 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>① 個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための総合的な訓練を定期的かつ継続的に実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、訓練の実施頻度（年/1回）が示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p>
<p><b>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</b></p> <p>【解釈】</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>① 発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p>

	<p>重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、プラント設備への習熟のための保守点検活動についての方針が示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p>
<p><b>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</b></p> <p>【解釈】</p> <p>d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすることを確認。</p>	<p>①設備、事故時用の資機材等に関する大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨、強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対策の対処にかかる教育及び訓練について具体的に示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 1.0.9 重大事故等対策の対処にかかる教育及び訓練について）</p>
<p><b>5. マニュアル等を即時利用可能とするための準備</b></p> <p>【解釈】</p> <p>e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、通常時から保守点検活動等を通じて準備する方針とすることを確認。</p> <p>② 通信設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針とすることを確認</p>	<p>①②大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時対応訓練を行うとしていることを確認した。</p>

(2) 体制の整備

a. 体制

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>重大事故等発生時の体制（重大事故等防止技術的能力基準1.0項）を基本としつつ、中央制御室や要員の損耗等によって体制が部分的に機能しない場合においても、流動性をもって柔軟に対応できる体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】</p> <p>3 体制の整備は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。</p> <p>② 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。</p> <p>③ 通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して大規模損壊対応を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。</p> <p>④ 中央制御室が機能しない場合を想定して対応できる体制を整備する方</p>	<p>① 大規模損壊発生時の体制については、重大事故等対策に係る体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても柔軟に対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。緊急時対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とすることを確認した。</p> <p>② 大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備していることを確認した。また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図っていることを確認した。</p> <p>具体的には重大事故等発生時の体制（重大事故等防止技術的能力1.0項）において、作業班の構成について、通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が緊急時対策本部での事故対応及び復旧活動に活かすことができ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行うことを確認した。</p> <p>③ 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とすることを確認した。</p> <p>通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持することを確認した。</p> <p>大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施していることを確認した。また、緊急時対策本部長が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>④ 建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、本発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることが</p>

<p>針であることを確認。</p>	<p>できる体制とすることを確認した。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合もあらかじめ想定し、重大事故等に対処する要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とすることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p><b>2. 実施組織の構成</b></p> <p>【解釈】</p> <p>b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>① 実施組織として、運転員等により構成される大規模損壊対応を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。</p> <p>② 実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については「6. 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p>	<p>①②大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図ることを確認した。</p>
<p><b>3. 複数号炉の同時被災への対応</b></p> <p>【解釈】</p> <p>c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>① 複数号炉で同時に大規模損壊対応が発生した場合においても、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して対応できる方針であることを確認する。複数号炉で同時に大規模損壊が発生した場合には、指揮者1人で調整できる号炉数を考慮して体制を整備すること。</p> <p>② 複数号炉で同時に大規模損壊が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。特に、消火担当区域を分ける場合には、それぞれの区域で独立して消火活動ができる体制であることを確認する。</p>	<p>①緊急時対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とすることを確認した。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とすることを確認した。</p> <p>②重大事故等対策で整備する複数号炉の同時被災への対応と同様の方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、複数号炉の同時発災にも対応できる体制を整備していることが示されている。なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p><b>4. 支援組織の構成</b></p> <p>【解釈】</p> <p>d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>① 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。</p>	<p>①②③緊急時対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とすることを確認した。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とすることを確認した。大規模損壊の発</p>

<p>② 技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。 ③ 運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「6. 各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p>	<p>生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p>
<p><b>5. 対策本部の設置及び要員の招集</b></p> <p><b>【解釈】</b> e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する責任者を配置する方針であることを確認する。</p> <p>② 夜間及び休日を含めて大規模損壊対応に必要な要員を確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 必要な要員は、同時に被災しないよう分散して配置する方針であることを確認。</p> <p>④ 必要な要員が、建物の崩壊により被災する場合、発電所構内に勤務している要員を活用する等の対応をとる方針であることを確認する。</p> <p>⑤ 夜間及び休日を含めて必要な要員を非常招集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p>	<p>① 緊急時対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とすることを確認した。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とすることを確認した。大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p> <p>② 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても本発電所構内に緊急時対策要員 31 名、運転員 9 名お酔い自衛消防隊 7 名の合計 47 名を常時確保することを確認した。 補足説明資料において、要員の確保に関する考え方が示されている。なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③ 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における緊急時対策要員、運転員及び自衛消防隊は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合においても対応できるよう分散して待機することを確認した。 補足説明資料において、緊急時対策要員の常駐場所と参集方法が示されている。なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 （参照：補足説明資料 添付資料 1.0.10 重大事故等時の体制について）</p> <p>④ 建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、本発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることができる体制とすることを確認した。</p> <p>⑤ あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な重大事故等に対処する要員を非常招集できるように、定期的に連絡訓練を実施するとしていることを確認した。 補足説明資料において、要員の確保に関する考え方が示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 1.0.10 重大事故等時の体制について）</p>

<p>⑥ 必要な要員の召集に時間を要する場合も想定し、大規模損壊対応を行える体制であることを確認する。</p> <p>⑦ 新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑧ 大規模損壊対応の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p>	<p>⑥ 大規模損壊発生時において、発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員 47 名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員参集に時間を要する場合も想定し、本発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員により当面の間は事故対応を行うことができる体制とすることを確認した。</p> <p>当面の間は事故対応を行えるとは、発電所構内に常駐する要員により優先する対応手順を必要とする人数未滿で対応できることであることを確認した。</p> <p>大規模損壊発生時において、重大事故等に対処する要員として参集が期待される社員寮、社宅等の重大事故等に対処する要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し、その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、要員の確保に関する考え方が示されている。具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて）</p> <p>⑦ 大規模損壊では、新型インフルエンザ等は考慮しないため、該当なし。</p> <p>⑧ 大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。</p> <p>また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。</p> <p>補足説明資料において、協力会社社員については、それぞれの活動に必要な力量を付与できるよう、業務委託契約に基づいた教育・訓練を実施することが示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方）</p>
<p><b>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</b></p> <p>【解釈】</p> <p>f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応実施組織及び支援組織について、上記 b) 及び d) 項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であること。</p>	<p>① 緊急時対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とすることを確認した。</p> <p>大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備することを確認した。</p>
<p><b>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</b></p> <p>【解釈】</p> <p>g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>① 指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。</p>	<p>① 大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している重大事故等に対処する要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備することを</p>



<p>② 指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p>	<p>確認した。</p> <p>②地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とすることを確認した。</p> <p>例えば、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持することを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料において、島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ方針が示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 1.0.10 重大事故等時の体制について）</p>
<p><b>8. 発電所内外への情報提供</b></p> <p>【解釈】</p> <p>i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>① 原子炉施設の状態及び大規模損壊対応の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星携帯電話及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であることを確認。</p> <p>② 発電所の実施組織がプレス対応に追われることなく、事故対応に専念できる体制となっていることを確認。</p>	<p>①大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備していることを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。さらに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備していることを確認した。</p> <p>②大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制により対応することを基本とすることを確認した。緊急時対策本部には、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるための運営支援組織があり、緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援を行う班等により構成されていることを確認した。</p>
<p><b>9. プルーム放出時における対応について</b></p> <p>① プルーム放出時について、最低限必要な要員を確保し、プルーム通過後に活動を再開する体制を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①プルーム放出時には、最低限必要な運転員及び緊急時対策要員は中央制御室待避室及び緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、本発電所構外へ一時避難し、その後、プルームが通過したと判断され次第、緊急時対策本部の体制がプルーム通過時の体制から重大事故時の体制に移行するのに併せて、本発電所へ再参集することを確認した。</p>

**b. 対応拠点**

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>10. 実効的に活動するための設備等の整備</b></p> <p>【解釈】</p> <p>h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>① 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備していることを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。さらに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備していることを確認した。</p>

<p>② 拠点が機能喪失する場合を想定し、代替可能なスペースも状況に応じて活用する方針であることを確認。</p>	<p>② 大規模損壊が発生した場合において、運転員及び緊急時対策要員が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外にも代替可能なスペースも状況に応じて活用することを確認した。</p>
<p>③ 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>③ 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備していることを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備することを確認した。</p>
<p>④ 夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>④ アクセスルートの確保において、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備していることを確認した。</p>

c. 外部支援

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>1 1. 外部からの支援体制の整備</b></p> <p>【解釈】 j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> <p>① 発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置していることを確認する。その際、発電所外部に設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する</p> <p>② 発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p> <p>③ 支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④ 他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置していることを確認する。</p>	<p>大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制により対応することを基本とすることを確認した。</p> <p>① 大規模損壊発生時における本発電所外部からの支援体制として、緊急時対策総本部が速やかに確立できるよう体制を整備することを確認した。</p> <p>② 緊急時対策総本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは、中国電力株式会社及び中国電力ネットワーク株式会社のことをいう。）での体制とし、緊急時対策本部が重大事故等に専念できるよう技術面及び運用面で支援することを確認した。</p> <p>③ 緊急時対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とすることを確認した。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とすることを確認した。</p> <p>④ 他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援を受けられるよう体制を整備することを確認した。さらに、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制を構築することを確認した。</p>
<p><b>1 2. 外部支援の体制</b></p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。 また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。</p>	<p>大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制により対応することを基本とすることを確認した。</p>

<p>さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p>	
<p>① 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認する。</p>	<p>①重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにしていることを確認した。</p>
<p>② プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であることを確認する。</p>	<p>②さらに、協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制を構築することを確認した。</p>
<p>③ 発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認する。</p>	<p>③発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段、燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日目までに支援を受けられる体制を整備していることを確認した。</p>

2. 1. 3 設備・資機材の整備

(1) 可搬型重大事故等対処設備の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 可搬型重大事故等対処設備の配備の方針</p> <p>可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失しないことがない場所に保管することを確認。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p><b>可搬型</b></p> <p>（重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p> </div> <p>① 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを確認。</p> <p>② 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを確認。</p> <p>③ 「可搬型重大事故等対処設備の保管場所」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する要因として、保管時の環境条件（保管場所を踏まえた自然現象などによる影響）並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>(1) 大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、a. 及び b. の事項を考慮して整備することを確認した。</p> <p>①②③</p> <p>a. 可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所等に保管することを確認した。</p> <p>具体的な外部事象は以下のとおり。</p> <p>（地震）</p> <p>基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。ことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、基準地震動を超える地震動に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。                  （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>（津波）</p> <p>基準津波を超える津波に対して、裕度を有する高台に保管することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、基準津波を超える津波に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>④ 複数の可搬型重大事故等対処設備が大規模な自然災害（竜巻）及び大型航空機の衝突その他テロリズムの共通要因によって同時に機能喪失しないよう、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に確保することを確認。</p>	<p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>（大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響） 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保したうえで、当該建物及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、故意による大型航空機の衝突に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>④ b. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、同一機能を有する複数の可搬型重大事故等対処設備の間で十分な離隔距離を確保し、複数箇所に分散して配置することを確認した。</p>
<p><b>2. アクセスルートの確保</b></p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>（基本的な考え方）</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認する。 （※）確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなされていることに留意する。</p> <p>② アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機による衝突を考慮していることを確認する。</p>	<p>（※）申請者は、アクセスルートの確保について、「屋内アクセスルートの確保」と「屋外アクセスルートの確保」とに分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>①可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管することを確認した。原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確保した複数の接続口を設けることを確認した。 補足説明資料において、恒設備への接続箇所を2か所又は3か所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。また、各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>②補足説明資料において、複数のアクセスルートの確保にあたり、大規模地震、大規模な津波、故意による大型航空機の衝突を考慮していることが示されている。 具体的には以下のとおり。</p> <p>（地震）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置している。</li> <li>・ 各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別ルートで確保されている。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p> <p>④ 大規模損壊が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤ ④の資機材は、大規模損壊による影響を受けにくい場所に保管することを確認する。</p>	<p>(津波)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置している。</li> <li>・一時的にアクセス不能となる可能性があるが、津波が引いた後にはアクセス可能となる。</li> <li>・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別ルートで確保されている。</li> </ul> <p>(大型航空機による衝突)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置している。</li> <li>・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別ルートで確保されている。</li> </ul> <p>なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 (参照：補足説明資料 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について)</p> <p>③想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、実効性のある運用管理を実施することを確認した。例えば、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保していることを確認した。</p> <p>④アクセスルートの確保において、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備していることを確認した。</p> <p>⑤大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備することを確認した。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔をとった場所に分散して配備することを確認した。</p> <p>地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、速やかに消火及びがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管することを確認した。 なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>(1) 屋外アクセスルートの確保</p> <p>① 屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握していることを確認する。</p> <p>② 屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保しているか確認する。</p> <p>③ 屋外アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突による影響を想定し、複数のアクセスルートを確保しているか確認する。</p>	<p>①重大事故等対策の屋内アクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先とするとしており、その項目の中に対応に必要なアクセスルートの確保が含まれていることを確認した。</p> <p>②具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>④ アクセスルート上における被害想定（斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、段差、溢水、火災等）を明確にし、車両の通行を考慮した補強、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>④具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>(2) 屋内アクセスルートの確保</p> <p>① 重大事故発生時における屋内アクセスルートの確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備の運搬し、又は他の設備の被害状況を把握していることを確認する。</p> <p>② 地震による転倒、地震による内部溢水（溢水の汚染を含む）、地震による内部火災等、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートの確保にあたり、大規模損壊対応時の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定（火災、放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等）を明確にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>①重大事故等対策の屋内アクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先とするとしており、その項目の中に対応に必要なアクセスルートの確保が含まれていることを確認した。</p> <p>②具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③火災の被害想定に関する具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

(2) 資機材の配備

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 資機材の配備</p> <p>資機材について、重大事故等発生時に整備する資機材を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生を想定して必要となる追加的な資機材を配備することを確認する。</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p>【解釈】 1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>①優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>②有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊では、重要安全施設等の取替えは行わないため該当なし。</p> <p>②予備品の確保においては、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要なよい品の確保を行うとしていることを確認した。</p>

<p>③予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器。）を確保する方針であることを確認する。予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器、高線量の環境下を想定した防護服等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p>	<p>③予備品の取替え作業に必要な資機材として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機及び夜間その他の作業環境の対応を想定した照明機器をあらかじめ確保するとしていることを確認した。</p>
<p>④高線量の環境下において対応を行うために必要な資機材を配備する方針であることを確認する。</p>	<p>④炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応を行うために着用する全面マスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備することを確認した。補足説明資料において、照明機器等の資機材の確保、着用するマスク、高線量対応の線量計の保管場所及び保管数量が示されている。また、保管場所及び保管数量は、大規模損壊発生時における対応を考慮しても、対応要員数等から重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項で整備する保管場所及び保管数量で対応可能であることが示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材）</p>
<p>⑤大規模な火災発生時に消火活動を実施するために必要な資機材を配備する方針であることを確認。</p>	<p>⑤地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車、放水砲等を配備することを確認した。 補足説明資料において、着用する防護具、泡消火薬剤の保管場所が示されている。また、保管場所は、大規模損壊発生時における対応を考慮しても対応要員数等から技術的能力 1.0 で整備する保管場所に対応可能であることが示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材）</p>
<p>⑥通常の通信手段が使用不可能な場合を想定し、指揮者と現場間、発電所外との連絡に必要な通信連絡設備を複数配備する方針であることを確認。</p>	<p>⑥大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、本発電所外等との連絡に必要な通信連絡手段を確保するため、多様な通信手段を配備することを確認した。 大規模損壊発生時の対応において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な通信連絡設備を整備することを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携行型通話装置及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備することを確認した。 補足説明資料において、通信連絡設備の確保について示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について）</p>
<p>⑦消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置を配備する方針であることを確認。</p>	<p>⑦大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備するとしていることを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。さらに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備するとしていることを確認した。 補足説明資料において、通信連絡設備の確保について示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について）</p>



<p>(ii) 予備品等の保管場所</p> <p><b>【要求事項】</b>          発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>①予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であることを確認。</p> <p>②予備品等を、大型航空機の衝突による影響を受けないう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から 100m 以上離隔した場所に位置的分散を考慮して保管する方針であることを確認。</p>	<p>①予備品については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大規模損壊発生時の対応のために必要となる設備及び資機材は、重大事故等対策で整備する設備及び資機材で対応可能であることを確認した。</p> <p>(参照：補足説明資料 重大事故等防止技術的能力 1. 0 項 添付資料 1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について)</p> <p>②大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に配備する。大規模損壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物から 100m 以上離隔をとった場所に配備することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、以下のとおり分散して保管することが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ホイールローダは、第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア</li> <li>・ヘッドライトは、中央制御室、免震重要棟、第1チェックポイント</li> </ul>
<p>(3) 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保</p> <p><b>【要求事項】</b>          発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>①設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、アクセスルート（屋外、屋内）について、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認。</p>	<p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるように、実効性のある運用管理を実施することを確認した。屋外及び屋内において、アクセスルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないように、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保するとしていることを確認した。</p>

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等対処設備（第43条））

設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

重大事故等対処設備（第43条）

1.1 多様性及び独立性、位置的分散.....	43-2
a. 設計基準事故対処設備との多様性（第43条第2項第3号）.....	43-2
b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）.....	43-4
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）.....	43-6
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）.....	43-7
e. 保管場所（第43条第3項第5号）.....	43-8
1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）.....	43-11
2. 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）.....	43-12
3. 環境条件等.....	43-15
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）.....	43-15
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）.....	43-17
4. 操作性及び試験・検査性について.....	43-18
(1) 操作性の確保.....	43-18
a. 操作性（第43条第1項第2号）.....	43-18
b. 切替えの容易性（第43条第1項第4号）.....	43-19
c. 確実な接続（第43条第3項第2号）.....	43-19
d. アクセスルートの確保（第43条第3項第6号）.....	43-20
(2) 試験又は検査（第43条第1項第3号）.....	43-23

補足説明資料（共-2 類型化区分及び適合内容）へ想定する考慮事項に対する詳細な設計方針が示されている。

1.1 多様性及び独立性、位置的分散

設置許可基準規則第43条第2項3号は、重大事故等対処設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故等対処設備」）は、設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能喪失しないことを要求している。加えて、設置許可基準規則第43条第3項7号は、重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」）は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備の安全機能と同時に機能喪失しないことを要求している（a. 設計基準事故対処設備等との多様性）（b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等防止設備との多様性）。

設置許可基準規則第43条第2項2号は、常設重大事故等対処設備に対して、二以上の発電用原子炉施設において原則、共用するものでないことを要求している（c. 共用の禁止）。

設置許可基準規則第43条第3項3号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、常設設備と接続するものについては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けることを要求している（d. 複数の接続口）。

設置許可基準規則第43条第3項5号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを要求している（e. 保管場所）。

a. 設計基準事故対処設備との多様性（第43条第2項第3号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>常設</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p>	<p>a. 設計基準事故対処設備との多様性（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第3号））</p>
<p>① 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること、第2項第3号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものであることを確認。</p>	<p>① 常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。</p> <p>人為事象とは、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるものであることを確認した。</p> <p>共通要因の選定に関する具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>発電所敷地で想定される自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺で</p>

の発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

自然現象の組合せについては、地震、津波、風（台風）、積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建物については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を有し、位置的分散を図ることを考慮する。

<本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1)多様性、位置的分散>

<添八：1.1.7.1(1)多様性、位置的分散>

② 「設計基準事故対処設備等との多様性」を確認するため、設計上想定する共通要因として、設備の使用環境条件（設置場所や外部の自然条件等）及び動作原理を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。

②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。

常設重大事故防止設備は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤に設置する。な

	<p>お、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がS クラスのもの）については、「添付書類六 3.4.2.3.3 耐震重要施設及び常設重大事故等対処施設下の地質構造」に示す耐震重要施設並びに常設耐震重要重大事故防止設備及び重大事故緩和設備を設置する重大事故等対処施設下の地盤に設置する。</p> <p>常設重大事故防止設備は、地震、津波及び火災に対して、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。</p> <p>風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。</p> <p>落雷に対して常設代替交流電源設備等は、避雷設備等により防護する設計とする。</p> <p>生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>飛来物（航空機落下）に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないように、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り設置する。</p> <p>なお、洪水及びダム崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>常設重大事故緩和設備についても、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り上記を考慮して多様性、位置的分散を図る設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-1)常設重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(1)a. 常設重大事故等対処設備&gt;</p>
--	---

**b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>七 重大事故防止設備のうち可搬型のもは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第7号））</p>

<p>(第43条解釈)</p> <p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p>	<p>① 可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に 対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障 による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、 独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。</p> <p>共通要因の選定に関する具体的な確認結果は、「a. 設計基準事故対処設備との多様性（常設重大事故等対処設備（第四十三 条 第2項 第3号） ①）」と同じである。</p> <p>&lt;本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-1-1)多様性、位置的分散&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(1) 多様性、位置的分散&gt;</p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が 損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を 講じる設計とする。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム ム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる 保管場所に保管する。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件におい て、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性につ いては「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。</p> <p>風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損な われない設計とする。</p> <p>地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に 示す地盤上に設置する建物内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要に より固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜 及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。</p> <p>地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対 処施設の耐津波設計」にて考慮された設計とする。</p> <p>火災に対して、可搬型重大事故等対処設備は「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災 防護を行う。</p> <p>地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設 備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的 分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p>
---	---

	<p>風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空の機衝突その他のテロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2)可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備&gt;</p>
--	---

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>常設</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>ニ 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>① 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないことを確認。</p>	<p>c. 共用の禁止（共用の禁止（第43条第2項第2号））</p> <p>①常設重大事故等対処設備の各機器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であつて、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする</p>

<p>② 二以上の発電用原子炉施設と共用する場合、発電用原子炉施設の安全性が向上する理由及び同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>ことを確認した。                  &lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-3) 共用の禁止&gt;                  &lt;添八：1.1.7.1(3) 共用の禁止&gt;</p> <p>② 共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。                  &lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-3) 共用の禁止&gt;                  &lt;添八：1.1.7.1(3) 共用の禁止&gt;</p>
---	--

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>可搬型</b>                  （重大事故等対処設備）                  第四十三条                  3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。                  三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>（第43条解釈）                  6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。</p> <p>① 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けていることを確認。</p> <p>② 複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けていることを確認。</p> <p>③ 「複数の接続口」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する共通要因と</p>	<p>d. 複数の接続口（可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口（第四十三条 第3項 第3号））</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内等の適切に離隔した位置に複数箇所設置することを確認した。                  &lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-3) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口&gt;                  &lt;添八：1.1.7.1(1)c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口&gt;</p> <p>②③ 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。                  共通要因として影響を考慮した各要因に対する設計方針が整理されている。                  環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面</p>



<p>して、接続口及び接続する設備の使用環境条件並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。</p> <p>重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して接続口は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤上の建物内又は建物面に複数箇所設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対して接続口は、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対して接続口は、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して接続口は、建物の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。</p> <p>生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して、屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p> <p>また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量を確保し、状況に応じて、それぞれの機能に必要な容量を同時に供給できる設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-3)可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(1)c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口&gt;</p>
--	--

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>	<p>e. 保管場所（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第5号））</p>

① 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを確認。

② 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを確認。

③ 「可搬型重大事故等対処設備の保管場所」に対する設計の妥当性確認するため、設計上想定する要因として、保管時の環境条件（保管場所を踏まえた自然現象などによる影響）並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。例えばそれぞれの必要な容量を考慮して、同じ機能を有する可搬型重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管するよう設計方針が整理されていることを確認。

① 可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備からも100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管することを確認した。

<本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2) 可搬型重大事故等対処設備>

<添八：1.1.7.1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備>

補足説明資料（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料 1.0 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備 保管場所及びアクセスルート）において詳細な保管場所等が示されている。

②③具体的には、以下の設計方針であることを確認した。

保管場所として環境条件による影響を考慮した各要因に対する設計方針が整理されている。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、凍結、降水、積雪及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能が損なわれない設計とする。

地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に示す地盤上に設置する建物内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」にて考慮された設計とする。

火災に対して、可搬型重大事故等対処設備は「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災防護を行う。

地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。

クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

	<p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対処施設等及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>なお、洪水及びダムの崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。</p> <p>&lt;本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2)可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>補足説明資料（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料 1.0 添付資料1.0.2 可搬型重大事故等対処設備 保管場所及びアクセスルート）において詳細な保管場所等が示されている。</p>
--	--

1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

設置許可基準規則第43条第1項5号は、重大事故等対処設備に対して、工場内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないことを要求している。

審査の視点及び確認事項	確認結果（女川2）
<p><b>常設及び可搬型</b></p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p> <p>① 工場等内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む）に対して悪影響を及ぼさないものであることを確認。</p> <p>② 「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含まれていることを確認。</p> <p>③ 「悪影響防止」に対する設計の妥当性を確認するため、他設備へ悪影響を与える要因として、設備の使用環境条件及び故障・損壊時による影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>1.2. 悪影響防止（悪影響防止（第四十三条 第1項 第5号））</p> <p>①② <b>重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする</b>ことを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-2) 悪影響防止&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(2) 悪影響防止&gt;</p> <p>③ 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービン・ミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、放水砲については、建物への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービン・ミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-2) 悪影響防止&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(2) 悪影響防止&gt;</p>

2. 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

設置許可基準規則第43条第2項1号は、常設重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有することを要求している。

加えて、設置許可基準規則第43条第3項1号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有することを要求している。

補足説明資料（共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について）に想定する考慮事項に対する容量が示されている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>常設 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであることを確認（設計基準事故対象設備と同じ場合は、同仕様で十分確保できること等）。</p> <p>② 「常設重大事故等対処設備の容量」に対する設計の妥当性を確認するため、各機能における設備構成を踏まえ、機能を達成するために必要な容量を満たす設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>2. 容量等（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第1号））</p> <p>①常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすることを確認した。重大事故等の収束は、これらのシステムの組み合わせにより達成することを確認した。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲、作動信号の設定値等とすることを確認した。</p> <p>具体的な設計方針は、②において確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-2-1) 常設重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.2(1) 常設重大事故等対処設備&gt;</p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、システムの目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、システムの目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-2-1) 常設重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.2(1) 常設重大事故等対処設備&gt;</p>

<p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。</p> <p>(a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあつては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。これに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保すること。</p> <p>(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であつて負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。</p> <p>(c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。</p>	<p>2. 容量（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第1号））</p>
<p>① 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであることを確認。</p> <p>② 原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものにあつては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上持つことを確認。さら</p>	<p>① 可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすることを確認した。</p> <p>重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量、計測器の計装範囲等とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-2-2) 可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.2(2) 可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>②③④具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要</p>

<p>に、「故障時のバックアップ」及び「保守点検による待機除外時のバックアップ」を工場等全体で確保することを確認。</p> <p>③ 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するものにあつては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つことを確認。</p> <p>④ 「可搬型重大事故等対処設備の容量」に対する設計の妥当性確認するため、各機能における設備構成を踏まえ、機能を達成するために必要な容量（個数を含む）を満たす設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンペ等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。</p> <p>上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-2-2) 可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.2(2) 可搬型重大事故等対処設備&gt;</p>
--	--

3. 環境条件等

設置許可基準規則第43条第1項1号は、重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等が発生した場合における使用条件において、操作が可能な設計することを要求している（a. 環境条件及び荷重条件）。  
 設置許可基準規則第43条第1項6号は、重大事故等対処設備に対して、操作等に係る現場の作業環境を要求している。加えて、設置許可基準規則第43条第3項4号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、設置場所への据え付け及び常設設備との接続を考慮することを要求している。（b. 現場の作業環境）。

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>常設及び可搬型</b>                      （重大事故等対処設備）                      第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。                      一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認。</p> <p>② 「重大事故等時の環境条件及び荷重条件」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する環境要因として、設備の使用・保管場所に応じて設備の性能に影響を与える可能性のある要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>a. 環境条件及び荷重条件（環境条件（第四十三条 第1項 第1号））</p> <p>① 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とともに、操作が可能な設計とすることを確認した。                      &lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-1) 環境条件&gt;                      &lt;添八：1.1.7.3(1) 環境条件&gt;</p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。                      重大事故等時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。                      自然現象の選定に当たっては、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。                      これらの事象のうち、重大事故等における発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、凍結、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、凍結及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。                      自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。                      これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p>



	<p>原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。</p> <p>原子炉建物原子炉棟内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>原子炉建物付属棟内及びその他の建物内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>屋外及び建物屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する、又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定に当たっては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダム の崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。</p> <p>これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、事故対応のために設置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災及び溢水による波及的影響を考慮する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水措置等を実施する。</p> <p>地震による荷重を含む耐震設計については「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に、火災防護については、「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-1) 環境条件&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.3(1) 環境条件&gt;</p>
--	--

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>常設及び可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 「重大事故等対処設備の現場の作業環境」に対する設計の妥当性を確認するため、想定される重大事故等時の放射線影響範囲を踏まえ、各設備の操作・復旧を行うための設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>b. 現場の作業環境</p> <p>（1）重大事故等対処設備（重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第1項 第6号））</p> <p>①② 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、遮蔽物の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすることを確認した。</p> <p>また、中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-2) 重大事故等対処設備の設置場所&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.3(2) 重大事故等対処設備の設置場所&gt;</p>
<p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>② 「可搬型重大事故等対処設備の現場の作業環境」に対する設計の妥当性を確認するため、想定される重大事故等時の放射線影響範囲を踏まえ、各設備の操作・復旧を行うための設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>（2）可搬型重大事故等対処設備（可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第3項 第4号））</p> <p>①② 可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所の選定、遮蔽物の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.3(3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所&gt;</p>

4. 操作性及び試験・検査性について

設置許可基準規則第43条第1項2号は、重大事故等対処設備に対して、想定され重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものを要求している（a. 操作性）。

設置許可基準規則第43条第1項4号は、重大事故等対処設備に対して、重大事故等に対処するために本来の用途以外の用途として使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものを要求している（b. 切り替えの容易性）。

設置許可基準規則第43条第3項2号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものを要求している（c. 確実な接続）。

設置許可基準規則第43条第3項6号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するための工場等内の道路及び通路は、想定される重大事故等が発生した場合において適切な措置を講じることを要求している（d. アクセスルートの確保）。

(1) 操作性の確保

a. 操作性（第43条第1項第2号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>常設及び可搬型 （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> </div> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、確実に操作できるものであることを確認。</p> <p>② 「操作性」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の使用条件に応じた操作環境、操作準備に必要な作業・工具、操作内容について、操作の確実性を考慮した設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>a. 操作性（操作の確実性（第四十三条 第1項 第2号））</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備の操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作場所での操作が可能な設計とすることを確認した。また、操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備することを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-1) 操作の確実性&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(1)a. 操作の確実性&gt;</p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。</p> <p>想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能</p>

	<p>な設計とする。                  &lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-1) 操作の確実性&gt;                  &lt;添八：1.1.7.4(1)a. 操作の確実性&gt;</p>
--	---

b. 切替えの容易性（第43条第1項第4号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>常設及び可搬型</b>                  （重大事故等対処設備）                  第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。                  四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>① 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えることを確認。                  ② 「切替えの容易性」に対する設計の妥当性を確認するため、各用途における設備構成を踏まえ、速やかに切替えられる設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>b. 切替えの容易性（系統の切替性（第四十三条 第1項 第4号））</p> <p>①② <b>重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能ないように、系統に必要な弁等を設ける設計とする</b>ことを確認した。                  &lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-2) 系統の切替性&gt;                  &lt;添八：1.1.7.4(1)b. 系統の切替性&gt;</p>

c. 確実な接続（第43条第3項第2号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p><b>可搬型</b>                  （重大事故等対処設備）                  第四十三条                  3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。                  二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措</p>	<p>c. 確実な接続（可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第四十三条 第3項 第2号））</p> <p>①② <b>可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。また、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方法の統一も考慮する</b>ことを確認した。また、窒素ガスポンプ、空気ポンプ及びタン</p>

<p>置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 「可搬型重大事故等対処設備の常設設備との確実な接続」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の使用条件（用途、設備仕様等）を踏まえた接続形態が採用され、接続形態ごとに接続性を考慮した設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>クローリ等については、各々専用の接続方式を用いる設計とすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-4-1-3) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性&gt;</p> <p>&lt;添八：1. 1. 7. 4(1)c. 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性&gt;</p>
---	--

d. アクセスルートの確保（第43条第3項第6号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<div data-bbox="192 577 1291 976" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> </div> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認。なお、可搬型重大事故等対処設備を保管のための施設内に保管する場合には、搬出する設備が当該設備以外のものから悪影響を受けることなく搬出できるよう、施設内の設備の配置に配慮し、複数の扉を設ける等の方針であることを確認する。</p> <p>② 「発電所内の屋外道路及び屋内道路」に対する設計の妥当性を確認するため、アクセスルートの確保に影響を与える要因として、発電所内の地形の特徴を踏まえ、想定される環境条件及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>d. アクセスルートの確保（発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第四十三条 第3項 第6号））</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、本発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計することを確認した。</p> <p>屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するためのアクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象（土石流を含む。）、外部人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数確保することを確認した。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用することを確認した。</p> <p>&lt;本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保&gt;</p> <p>&lt;添八：1. 1. 7. 4(1)d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保&gt;</p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。</p> <p>これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や</p>

事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する飛来物（航空機落下）、ダム崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。

なお、洪水及びダム崩壊については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、アクセスルートへの影響はない。電磁的障害に対しては、道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備1台）保管、使用する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する設計とする。

津波の影響については、基準津波に対し防波壁の内側にアクセスルートを確認する設計とする。

森林火災については、防火帯の内側（一部、防火帯外側のトンネル区間を含む。）にアクセスルートを確認する設計とする。

地滑り・土石流、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。地滑り、飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対しては、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては、道路面が直接影響を受けることはないため、さらに生物学的事象に対しては、容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。また、地震による薬品タンクからの漏えいに対しては、必要に応じて薬品防護具の着用により通行する。なお、融雪剤の配備等については、「添付書類十

	<p>II 1.1 重大事故等対策」に示す。</p> <p>大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時の消火活動等については、「添付書類十 II 1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」に示す。</p> <p>屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については「火災防護計画」に定める。</p> <p>屋内アクセスルートは、自然現象として選定する津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。</p> <p>また、発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものとして選定する飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する設計とする。</p> <p>屋内アクセスルートにおいては、機器からの溢水に対して適切な防護具を着用する。</p> <p>また、地震時に通行が阻害されないように、アクセスルート上の資機材の固縛、転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。万一通行が阻害される場合は迂回する、又は乗り越える。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートにおいては、被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明設備を配備する。これらの運用については、「添付書類十 II 1.1 重大事故等対策」に示す。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(1)d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保&gt;</p> <p>補足説明資料（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて）へ詳細なアクセスルート等が示されている。</p>
--	---

（2）試験又は検査（第43条第1項第3号）

設置許可基準規則第43条第1項3号は、重大事故等対処設備に対して、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができることを要求している。

設置許可基準規則	確認結果（島根2号）
<p><b>常設及び可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。</p> <p>第12条解釈（安全施設）</p> <p>第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適當な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>8 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。</p> <p>一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む。）ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p> <p>二 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p> <p>三 発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p> <p>9 第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p>	<p>（2）試験及び検査（試験・検査等（第四十三条 第1項 第3号））</p>
	<p>① 重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、</p>



<p>① 重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査（機能検査等）ができるものであることを確認。</p> <p>② 「重大事故等対処設備の試験・検査」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の構造及び系統構成を踏まえ、機能を確認するために必要な試験・検査項目が抽出され、それらの項目において実施可能な設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。</p> <p>また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-2) 試験・検査性&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(2) 試験・検査性&gt;</p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>試験及び検査は、使用前検査、使用前事業者検査、定期事業者検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放が可能な設計とする。なお、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、機器の健全性が確認可能な設備については、外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-2) 試験・検査性&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(2) 試験・検査性&gt;</p>
--	---

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条））

技術的能力基準1.1で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第44条及び第43条への適合性を確認する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）

2.1.1 適合方針	44-2
（1）設置許可基準規則への適合	44-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	44-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	44-4
a. 自動による原子炉緊急停止	44-4
b. 手動による原子炉緊急停止	44-4
c. 原子炉出力抑制（自動）	44-5
d. 原子炉出力抑制（手動）	44-5
e. ほう酸水注入	44-6
f. 自動減圧の阻止	44-7
（2）設置許可基準規則解釈への適合	44-8
2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	44-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	44-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	44-11
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	44-11
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	44-11
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	44-11
2.1.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	44-12
2.1.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	44-13
2.1.3 環境条件等	44-14
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	44-14
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	44-14
2.1.4 操作性及び試験・検査性について	44-15
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	44-15
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	44-16

2.1.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.1 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.1 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 自動による原子炉緊急停止</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計。</li> </ul> <p>b. 手動による原子炉緊急停止</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計。</li> </ul> <p>c. 原子炉出力抑制（自動）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、原子炉再循環ポンプ2台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計。</li> </ul> <p>d. 原子炉出力抑制（手動）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計。</li> </ul> <p>e. ほう酸水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ほう酸水注入系ポンプ</li> <li>・ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計。</li> </ul> <p>f. 自動減圧の阻止</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチ 原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転及びドライウェル圧力高の場合には自動減圧系が作動</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備（以下、「その他設備」という）及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>するが、自動減圧起動阻止スイッチはこれを阻止できる設計。 原子炉水位低（レベル1）の10分継続及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合には代替自動減圧系が作動するが、代替自動減圧起動阻止スイッチはこれを阻止できる設計。</p> <p>手順 1.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、3.1.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用交流電源設備 【57 条】 電源設備</li> <li>・ 制御棒</li> <li>・ 制御棒駆動機構</li> <li>・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット</li> <li>・ ほう酸水注入ポンプ</li> <li>・ ほう酸水貯蔵タンク</li> <li>・ 原子炉圧力容器 【その他設備】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43 条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準 1.1 での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 自動による原子炉緊急停止

確認結果（島根2号）
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 重大事故等対処設備（自動による原子炉緊急停止）として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</li> </ul> <p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。</p> <p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成しており、追補の概略系統図はないことを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概要図（第 6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備概要図（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：図 3.1-1 代替制御棒挿入機能説明図）</p> <p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ ①以外で、非常用交流電源設備、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>

b. 手動による原子炉緊急停止

確認結果（島根2号）
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用することを確認した。</p>

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とすることを確認した。  
（機能喪失の想定）
- ③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。  
（系統構成）
- ④ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成しており、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概要図（第 6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備概要図（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入）に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：図 3.1-1 代替制御棒挿入機能説明図）  
（その他の設備）
- ⑥ ①以外で、非常用交流電源設備、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットを重大事故等対処設備として使用することを確認した。

### c. 原子炉出力抑制（自動）

#### 確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により原子炉再循環ポンプ全 2 台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器等で構成しており、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示す設備の概要図（第 6.7-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備概要図（原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制））に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：図 3.1-2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

### d. 原子炉出力抑制（手動）

#### 確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））として、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計とする。  
（機能喪失の想定）

- ③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。

<p>（系統構成）</p> <p>④ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉再循環ポンプトリップ遮断器等で構成しており、追補の概略系統図はないことを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概要図（第 6.7-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備概要図（原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制））に記載されていることを確認した。                  補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：図 3.1-2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>
--

e. ほう酸水注入

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸水注入系を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 6.7-3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入系））と追補の概略系統図（第 1.1-6 図 ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入 概要図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 6.7-3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入））に記載されていることを確認した。                  補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：図 3.1-3 ほう酸水注入系系統概要図）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として、ほう酸水注入系配管・弁、原子炉圧力容器を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。                  補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：図 3.1-3 ほう酸水注入系系統概要図）</p>

f. 自動減圧の阻止

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（自動減圧の阻止）として、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷却水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止することができる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成について、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）」に記載する。
- ⑤ 設備の概略系統図について、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）」に記載する。

（その他の設備）

- ⑥ その他の設備について、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）」に記載する。



（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈）</p> <p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p> <p>① センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備することを確認。</p>	<p>① センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備すること、手動操作により代替制御棒挿入回路を作動させることによる原子炉緊急停止。そのために、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>② 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備することを確認。</p>	<p>② 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、再循環ポンプの自動トリップによる原子炉出力の抑制。そのために、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。また、再循環ポンプが自動トリップしない場合における再循環ポンプの手動停止による原子炉出力の抑制。そのために、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。</p> <p>③ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備することを確認。</p>	<p>③ ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
④ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備を整備することを確認。	④ 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを操作することによる自動減圧の阻止。そのために、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。なお、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチについては、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）」において、設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して独立した回路を有する設計とすること、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とすることを確認した。具体的には、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプトリップ遮断器までを設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であることを確認した。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の論理回路の電源は、非常用直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> </ul>
ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、設計基準事故対処設備に対して多様性を有する設計とすることを確認した。具体的には、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉再循環ポンプトリップ遮断器までを設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であることを確認した。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の論理回路の電源は、非常用直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉保護系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで、原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備に対して位置的分散を図り、多様性を有する設計とすることを確認した。具体的には、ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して、原子炉建物原子炉棟内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られており、異なる駆動源を用いることにより多様性を有していることを確認した。</li> <li>ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用ディーゼル発電機からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。</li> <li>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建物原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>
自動減圧系作動阻止スイッチ及び代替自動減	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p>

<p>圧系作動阻止スイッチ</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とすることを確認した。</li> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に、ドライウェル圧力高信号を必要とせず、発電用原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧系の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁用窒素ガスポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建物付属棟に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>
-------------------	---

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

44条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

**e. 保管場所（第43条第3項第5号）**

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

2.1.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで、原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉保護系の電源と電気的に分離することで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで、原子炉保護系に対して独立した構成とすることで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉保護系の電源と電気的に分離することで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
自動減圧系作動阻止スイッチ及び代替自動減圧阻止スイッチ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）の検出器及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプの遮断器からの入力信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電気的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧起動阻止スイッチと分離することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする</li> </ul>

2.1.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時ににおいて、原子炉圧力高の信号及び原子炉水位低（レベル2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</li> <li>制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時ににおいて、発電用原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</li> </ul>
ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、緊急停止失敗の場合に、必要な負の反応度を投入できるように再循環ポンプ全2台を自動停止又は手動停止できる設計とすることを確認した。具体的には、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、著しい炉心損傷の防止に必要な原子炉出力降下をさせるために再循環ポンプ全2台を自動停止及び手動停止できる設備であることを確認した。</li> <li>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時ににおいて、原子炉水位低（レベル2）及び原子炉圧力高の信号の計器誤差を考慮して確実に作動させることで、再循環ポンプ2台を自動停止する設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系は、緊急停止失敗時ににおいて原子炉を未臨界にするために十分な反応度制御能力を有する設備であることを確認した。</li> <li>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時ににおいて、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</li> </ul>
自動減圧系作動阻止スイッチ及び代替自動減圧作動阻止スイッチ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時ににおいて、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に作動する設計とする。</li> </ul>

### 2.1.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、原子炉格納容器内及び原子炉建物原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>
ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、中央制御室、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>
自動減圧系作動阻止スイッチ及び代替自動減圧系作動阻止スイッチ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>
ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>
自動減圧系作動阻止スイッチ及び代替自動減圧系作動阻止スイッチ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>

2.1.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理で自動的に作動する設計とする。</li> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。</li> </ul>
ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・ ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理で自動的に作動する設計とする。</li> <li>・ ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ほう酸水注入系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ ほう酸水注入系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>
自動減圧系作動阻止スイッチ及び代替自動減圧系作動阻止スイッチ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に、2個の逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水位低（レベル1）の検出器は多重化し、作動回路のトリップチャンネルは二重の「1 out of 2」論理とし、信頼性の向上を図った設計とする。</li> <li>・ 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>



（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。 ・ ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、発電用原子炉の停止中に分解検査として表面状態の確認が可能な設計とする。
ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ほう酸水注入系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ ほう酸水注入ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 ・ ほう酸水貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。
自動減圧系作動阻止スイッチ及び代替自動減圧系作動阻止スイッチ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条））

技術的能力基準1.2で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第45条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）	
2.2.1 適合方針	45-2
(1) 設置許可基準規則への適合	45-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	45-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	45-4
i) フロントライン系故障時に用いる設備	45-5
a. 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却	45-5
ii) サポート系故障時に用いる設備	45-5
a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	45-5
b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧	45-6
iii) 監視及び制御に用いる設備	45-6
a. 監視及び制御に用いる設備【第58条】	45-6
iv) 重大事故等の進展抑制に用いる設備	45-7
a. ほう酸水注入系による進展抑制	45-7
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	45-8
2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	45-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	45-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	45-11
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	45-11
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	45-11
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	45-11
2.2.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	45-12
2.2.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	45-13
2.2.3 環境条件等	45-14
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	45-14
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	45-14
2.2.4 操作性及び試験・検査性について	45-15
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	45-15
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	45-15

2.2.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.2 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.2 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>i) フロントライン系故障時に用いる設備             <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却                 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・ サプレッション・チェンバ【56条】水源</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>ii) サポート系故障時に用いる設備             <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却                 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉隔離時冷却ポンプ</li> <li>・ サプレッション・チェンバ【56条】水源</li> </ul> </li> <li>b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧                 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉隔離時冷却ポンプ</li> <li>・ サプレッション・チェンバ【56条】水源</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型直流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> </li> </ul> </li> <li>iii) 監視及び制御に用いる設備             <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 監視及び制御に用いる設備                 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位（広帯域）【58条】計装設備</li> <li>・ 原子炉水位（燃料域）【58条】計装設備</li> <li>・ 原子炉水位（SA）【58条】計装設備</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>・ 原子炉圧力【58条】計装設備            ・ 原子炉圧力（SA）【58条】計装設備            ・ 高圧原子炉代替注水流量【58条】計装設備            ・ サプレッション・プール水位（SA）【58条】計装設備</p> <p>iv) 重大事故等の進展抑制に用いる設備            a. ほう酸水注入系による進展抑制            ・ ほう酸水注入ポンプ            ・ ほう酸水貯蔵タンク</p> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「1. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表1.2-2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料1.2.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。            補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。            ・ 原子炉圧力容器【その他設備】</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

## 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項	
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p>	
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>	
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段に対して使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>	
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と追補の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>	
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧原子炉代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧原子炉代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、常設代替直流電源設備【電源】、サプレッション・チェンバ【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>	

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）	
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却）として、高圧原子炉代替注水系ポンプ、サプレッション・チェンバを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉隔離時冷却系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。</li> <li>・高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。</li> <li>・高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 以下のとおり機能喪失の想定を行っていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの操作による起動：設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合</li> <li>・現場操作による起動：設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失し、かつ中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合</li> </ul> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.4-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却））と追補の概略系統図（第1.2-4図 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動、現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動 概要図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.4-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却））に記載されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図3.2-1 高圧原子炉代替注水系 系統概要図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p> <p style="text-align: center;">補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図3.2-1 高圧原子炉代替注水系 系統概要図」）</p>	

ii) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）	
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却）として、原子炉隔離時冷却ポンプを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p>	

- ③ 全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系が起動できない場合を想定していることを確認した。  
 （系統構成）
- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.4-2図 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却））と追補の概略系統図（第1.2-7図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第5.4-2図 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却））に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：図3.2-7 原子炉隔離時冷却系（RCIC）の現場操作について）  
 （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：図3.2-7 原子炉隔離時冷却系（RCIC）の現場操作について）

**b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧**

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	重大事故等対処設備（代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧）として、原子炉隔離時冷却ポンプ、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備を使用することを確認した。
②	具体的に、以下のとおり設計することを確認した。 ・原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。 ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備の設計方針については、「電源設備（第57条）」にて整理されていることを確認した。 （機能喪失の想定）
③	全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合を想定していることを確認した。 （系統構成）
④及び⑤	常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備の系統構成については、「電源設備（第57条）」にて整理されていることを確認した。 （その他の設備）
⑥	①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

**iii) 監視及び制御に用いる設備**

**a. 監視及び制御に用いる設備【第58条】**

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	重大事故等対処設備（監視及び制御に用いる設備）として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（SA）を使用することを確認した。
②	具体的に、以下のとおり設計することを確認した。 ・原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）は原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（SA）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、それぞれ追補の「第1.2-2表 重大事故

<p>等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記の事故時の計装に関する設備の設計方針については、「計装設備（第58条）」にて整理されていることを確認した。 （機能喪失の想定）</li> </ul> <p>③ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合の使用を想定していることを確認した。 （系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、計装設備のため、比較する対象はないことを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が「計装設備（第58条）」において計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（第6.4-1図及び第6.4-2図）に記載されていることを確認した。 （その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>
---

iv) 重大事故等の進展抑制に用いる設備

a. ほう酸水注入系による進展抑制

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による進展抑制）として、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンクを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。 （機能喪失の想定）</li> </ul> <p>③ 高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定していることを確認した。 （系統構成）</p> <p>④ 設備の概略系統図（第5.4-3図 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（ほう酸水注入系による進展抑制））と追補の概略系統図（第1.2-12図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水（ほう酸水貯蔵タンク使用）概要図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第5.4-3図 原子炉冷却材バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（ほう酸水注入系による進展抑制））に記載されていることを確認した。 （その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>



（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈）</p> <p>第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	
<p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>① 人力による操作が容易でない場合（※）、可搬型重大事故等対処設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備を配備することを確認。</p>	<p>① b) 現場操作 ①に示すとおり、（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合に該当することから、可搬型重大事故等対処設備を設けないことを確認した。</p>
<p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p> <p>① 現場での操作が行えるように、現場での人力による弁（弁のみならず全ての必要な）操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備していること</p>	<p>① 高圧原子炉代替冷却系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合、原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわた</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>とを確認。</p>	<p>り、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とすることを確認した。また、人力による措置は容易に行える設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系の現場手動操作の成立性が示されている。原子炉隔離時冷却系の現場手動操作については、直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービンランド部から蒸気が漏えいするため、RCIC ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却起動時のみとし、その後すみやかに退室する手順とする。したがって、RCIC ポンプ室入室時の蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能であることが示されている。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
高圧原子炉代替注水系 高圧原子炉代替注水ポンプ	<p>高圧原子炉代替注水ポンプはタービン駆動であり、電動機駆動である設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ・ポンプに対して、ポンプの駆動方法について多様性を有していること、高圧原子炉代替注水系は、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備からの給電並びに現場での手動操作により起動に必要な弁を操作可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有していること、高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物原子炉棟内の高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高圧原子炉代替注水系は、高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧原子炉代替注水ポンプをタービン駆動とすることで、電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。また、高圧原子炉代替注水系の起動に必要な電動弁は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電及び現場において人力により、ポンプの起動に必要な弁を操作できることで、非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有する設計とする。</li> <li>高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物原子炉棟内の高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプと異なる区画に設置することで、高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と高圧原子炉代替注水系の多様性、位置的分散について示されている。（参照：表3.2-7 多様性又は多重性、位置的分散）</p>
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却ポンプ （現場操作での弁の手動操作による起動）	<p>原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場での手動操作を可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して、弁の駆動方法について多様性を有する設計とすることを確認した。</p> <p>原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場において人力による手動操作を可能とすることで、非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とすることを確認した。</p>

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

45条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

45条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

45条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

**e. 保管場所（第43条第3項第5号）**

45条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

2.2.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
高圧原子炉代替注水系 高圧原子炉代替注水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 高圧原子炉代替注水系は、通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 高圧原子炉代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし、高圧原子炉代替注水ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 高圧原子炉代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 高圧原子炉代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。

2.2.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
高圧原子炉代替注水系 高圧原子炉代替注水ポンプ	高圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、十分な期間にわたって原子炉水位を維持し、炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とすることを確認した。
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却ポンプ	原子炉隔離時冷却ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。

### 2.2.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
高圧代替注水系 高圧原子炉代替注水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 高圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 高圧原子炉代替注水系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.2-2 想定する環境条件及び荷重条件）
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却ポンプ	原子炉隔離時冷却ポンプは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.2-10 想定する環境条件及び荷重条件）

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
高圧原子炉代替注水系 高圧原子炉代替注水ポンプ	中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合において、高圧原子炉代替注水系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で人力により可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、高圧原子炉代替注水系の現場操作の整備について、操作場所、操作対象弁等が示されている。（参照：表3.2-6 操作対象機器）
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却ポンプ	中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系を起動できない場合において、原子炉隔離時冷却系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、防護具を装着することで設置場所で人力により可能な設計とすることを確認した。

## 2.2.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
高圧原子炉代替注水系 高圧原子炉代替注水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 高圧原子炉代替注水系は、想定される重大事故等時において、通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ 高圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより弁を操作することで、起動が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室から操作可能な設計とする。 ・ 高圧原子炉代替注水系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。 ・ 原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

### （2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
高圧原子炉代替注水系 高圧原子炉代替注水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 高圧原子炉代替注水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ 高圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.2-4 高圧原子炉代替注水系の試験及び検査）
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ 原子炉隔離時冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。



島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条））

技術的能力基準1.3で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第46条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）

2.3.1 適合方針	46-3
（1）設置許可基準規則への適合	46-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	46-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	46-5
i）フロントライン系故障時に用いる設備	46-6
a. 原子炉減圧の自動化	46-6
b. 手動による原子炉減圧	46-7
ii）サポート系故障時に用いる設備	46-8
ii-1）常設直流電源系統喪失時の減圧	46-8
a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	46-8
b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	46-8
ii-2）逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧	46-9
a. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保	46-9
ii-3）代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧	46-10
a. 代替直流電源設備による復旧	46-10
b. 代替交流電源設備による復旧	46-10
iii）炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	46-11
iv）インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備	46-11
（2）設置許可基準規則解釈への適合	46-12
2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	46-14
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	46-14
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	46-15
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	46-15
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	46-15
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	46-15
2.3.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	46-16
2.3.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	46-17
2.3.3 環境条件等	46-18
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	46-18
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	46-19
2.3.4 操作性及び試験・検査性について	46-20
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	46-20

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 46-21

2.3.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p data-bbox="261 447 923 478">（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）</p> <p data-bbox="240 491 1038 747">第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p data-bbox="225 806 1047 884">① 技術的能力審査基準 1.3 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p data-bbox="1071 806 2540 837">① 技術的能力審査基準 1.3 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1071 894 1596 926">i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p data-bbox="1115 940 1694 1062">a. 原子炉減圧の自動化 ・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） ・ 逃がし安全弁</p> <p data-bbox="1115 1121 1433 1199">b. 手動による原子炉減圧 ・ 逃がし安全弁</p> <p data-bbox="1071 1257 1516 1289">ii) サポート系故障時に用いる設備</p> <p data-bbox="1115 1304 1596 1335">ii-1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p data-bbox="1115 1350 1762 1514">a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 ・ 可搬型直流電源設備【57条】電源設備 ・ SRV用電源切替盤</p> <p data-bbox="1115 1572 2119 1694">b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による主蒸気逃がし安全弁機能回復 ・ 逃がし安全弁 ・ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）</p> <p data-bbox="1115 1753 1843 1785">ii-2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p data-bbox="1115 1799 1792 1877">a. 高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素ガス確保 ・ 逃がし安全弁</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>・逃がし安全弁用窒素ガスポンペ</p> <p>ii-3) 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・可搬型直流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>b. 代替交流電源設備による復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>iii) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止 &lt; i ) b. と同じ &gt;</p> <p>iv) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル</li> <li>・残留熱除去系注水弁</li> <li>・低圧炉心スプレイ系注水弁</li> </ul> <p>添付資料 1.3.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・常設代替直流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段に対して使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と追補の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧原子炉代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧原子炉代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、常設代替直流電源設備【電源】、サプレッション・チェンバ【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備  
a. 原子炉減圧の自動化

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。12個の逃がし安全弁のうち、2個がこの機能を有している。
  - ・ 原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系による自動減圧を阻止し、代替自動減圧起動阻止スイッチにより代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による減圧は自動で行うものであり、本件に係る手順は不要であることから、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.5-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源による復旧）、第6.8-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備説明図（原子炉減圧の自動化））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第3.3-4図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備説明図（原子炉減圧の自動化）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、非常用交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 手動による原子炉減圧

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）として、逃がし安全弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としては、中央制御室における逃がし安全弁の開操作のみであり、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.5-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源による復旧））に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第3.3-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源による復旧）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、所内常設蓄電式直流電源設備等※を重大事故等対処設備として使用することを確認した。（※所内常設蓄電式直流電源設備等については、【電源（第57条）】において整理されている。）

ii) サポート系故障時に用いる設備

ii-1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備及びSRV用電源切替盤を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 可搬型直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、SRV用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（8個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。
  - その他の可搬型直流電源設備の設計については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.5-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復））と追補の概略系統図（第1.3-7図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図）が整合していることを確認した。また、可搬型直流電源設備による給電については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第5.5-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復））に記載されていることを確認した。また、可搬型直流電源設備による給電については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復）として、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.5-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復））と追補の概略系統図（第1.3-9図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第5.5-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復））に記載されていることを確認した。

（その他の設備）



⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

ii - 2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧  
a. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧）として、逃がし安全弁窒素ガス供給系を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。
  - ・ 逃がし安全弁用窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 6.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧））と追補の概略系統図（第 1.3-15 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第 6.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「第 3.3-5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

ii-3) 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故防止設備（代替直流電源設備による復旧）として、可搬型直流電源設備を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁は、可搬型直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</li> </ul> <p>可搬型代替直流電源設備の設計方針については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。</p> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）及び（その他の設備）については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。</p>

b. 代替交流電源設備による復旧

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故防止設備（代替交流電源設備による復旧）として、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。</li> </ul> <p>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の設計方針については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。</p> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）及び（その他の設備）については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。</p>

iii) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

確認結果（島根2号）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を使用する。本系統は、「i) b. 手動による原子炉減圧」と同じであることを確認した。

iv) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備）として、逃がし安全弁、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル、残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。
  - ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建物原子炉棟へ漏えいして蒸気となり、原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。
  - ・ 残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ インターフェイスシステム LOCA 発生時を想定していることを確認した。

（系統構成）

逃がし安全弁による減圧に係る系統は「i) b. 手動による原子炉減圧」と同じであることを確認した。また、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する残留熱除去系注水弁については、「残留熱除去系」において、低圧炉心スプレイ系注水弁については、「非常用炉心冷却系」において整理されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図 3.3-1 逃がし安全弁及び逃がし弁機能用アキュムレータ 系統概要図」、「図 3.3-8 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル設備概要図」、「図 3.3-9 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源※等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。（※電源については、【電源（第57条）】において整理されている。）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈） 第46条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（1）ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること。 ①原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、主蒸気逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けることを確認。</p>	<p>①自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設け、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とすることを確認した。</p>
<p>（2）可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。 ②常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（主蒸気逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備することを確認。</p>	<p>②常設直流電源系統喪失時においても、逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を設け、逃がし安全弁の作動に必要な電源を供給できる設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備することを確認。</p>	<p>③ 逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁窒素ガス供給系を設け、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p> <p>④ 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動することを確認。</p>	<p>④ 逃がし安全弁窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性 一覧表」）

2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
逃がし安全弁、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	<p>設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備である逃がし安全弁は、電磁弁の電源をSRV用電源切替盤を用いて可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）から給電すること及び駆動用窒素を逃がし安全弁用窒素ガスポンペから供給することから、弁の駆動源について、常設直流電源系統及びアキュムレータに対して多様性を有していることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）からの給電により作動することで、非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。</li> </ul>
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	<p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、設計基準事故対処設備である自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とするとともに、自動減圧系の制御盤とは別の制御盤に収納することにより位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に、ドライウェル圧力高信号を必要とせず、発電用原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧系の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。</li> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
逃がし安全弁窒素ガス供給系 逃がし安全弁用窒素ガスポンベ	逃がし安全弁用窒素ガスポンベは、原子炉建物付属棟に分散して保管し、原子炉格納容器内の逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと位置的分散を図ることを確認した。 逃がし安全弁用窒素ガスポンベは、予備のポンベも含めて、付属棟に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、廃棄物処理建物内の異なる区画に保管し、A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及びSA用115V系蓄電池と位置的分散を図ることを確認した。 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、廃棄物処理建物内のA-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及びSA用115V系蓄電池と廃棄物処理建物内の異なる区画に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

46条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

46条で整理する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから対象外としている。

**e. 保管場所（第43条第3項第5号）**

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
逃がし安全弁窒素ガス供給系 逃がし安全弁用窒素ガスポンベ	逃がし安全弁用窒素ガスポンベは、予備のポンベも含めて、付属棟に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、廃棄物処理建物内のA-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及びSA用115V系蓄電池と廃棄物処理建物内の異なる区画に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

### 2.3.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
逃がし安全弁、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）の検出器及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプの遮断器からの入力信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、他の設備と独立して作動することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、開放動作により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
逃がし安全弁窒素ガス供給系 逃がし安全弁用窒素ガスポンペ	逃がし安全弁窒素ガス供給系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、通常時は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、治具による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>



### 2.3.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
逃がし安全弁	逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており、設計基準事故対処設備としての弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準対象施設としての逃がし弁機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計することを確認した。
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</li> <li>逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に作動する設計とする。</li> </ul>
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建物原子炉棟内に漏えいした蒸気を原子炉建物外に排気して、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、想定される重大事故等時において、逃がし安全弁2個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを1セット2個使用する。</li> <li>保有数は、1セット2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1セット2個の合計4個を保管する。</li> </ul>
逃がし安全弁窒素ガス供給系 逃がし安全弁用窒素ガスポンベ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスポンベは想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを1セット15個使用する。</li> <li>保有数は、1セット15個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として15個の合計30個を保管する。</li> </ul>

### 2.3.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
逃がし安全弁	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスポンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより、逃がし安全弁近傍の原子炉格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.3-2 想定する環境条件及び荷重条件）</p>
逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	<p>逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.3-2 想定する環境条件及び荷重条件）</p>
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	<p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.3-9 想定する環境条件及び荷重条件）</p>
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	<p>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉建物原子炉棟と屋外との境界に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.3-24 想定する環境条件及び荷重条件）</p>
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	<p>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、廃棄物処理建物内の補助盤室に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.3-12 想定する環境条件及び荷重条件）</p>
逃がし安全弁窒素ガス供給系 逃がし安全弁用窒素ガスポンベ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスポンベは、付属棟に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.3-18 想定する環境条件及び荷重条件）</p>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
主蒸気逃がし安全弁	逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
逃がし安全弁窒素ガス供給系 逃がし安全弁用窒素ガスポンペ	逃がし安全弁用窒素ガスポンペの予備との切替えは、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

### 2.3.4 操作性及び試験・検査性について

#### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
逃がし安全弁、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</li> <li>逃がし安全弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に、2個の逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水位低（レベル1）の検出器は多重化し、作動回路のトリップチャンネルはAND論理の「1 out of 2」論理とし、信頼性の向上を図った設計とする。</li> </ul>
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉建物原子炉棟内と外気との差圧により自動的に開放する設計とする。</li> </ul>

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。</li> <li>主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</li> </ul>
逃がし安全弁窒素ガス供給系 逃がし安全弁用窒素ガスポンベ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスポンベは、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。</li> <li>逃がし安全弁用窒素ガスポンベを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
逃がし安全弁	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.3-4 逃がし安全弁の試験及び検査）
逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とすることを確認した。                     補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.3-5 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの試験及び検査）
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む。）、校正及び設定値確認が可能な設計とすることを確認した。                     補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.3-10 代替自動減圧機能の試験及び検査）
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。                     補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.3-25 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの試験及び検査）
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。                     補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.3-14 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の試験及び検査）
逃がし安全弁窒素ガス供給系 逃がし安全弁用窒素ガスポンペ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスポンペは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.3-20 逃がし安全弁窒素ガス供給系の試験及び検査）

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条））

技術的能力基準 1.4 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第47条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）

2.4.1 適合方針	47-3
（1）設置許可基準規則への適合	47-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	47-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	47-5
i）発電用原子炉運転中に用いる設備	47-6
a. フロントライン系故障時に用いる設備	47-6
(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-6
(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-7
b. サポート系故障時に用いる設備	47-7
(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-7
(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-7
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	47-8
(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧	47-9
c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備	47-10
(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却	47-10
(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却	47-10
ii）原子炉運転停止中に用いる設備	47-11
a. フロントライン系故障時に用いる設備	47-11
(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-11
(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-11
b. サポート系故障時に用いる設備	47-11
(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-11
(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-11
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	47-11
（2）設置許可基準規則解釈への適合	47-13
2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	47-14
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	47-14
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	47-15
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	47-16
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	47-16

e. 保管場所（第43条第3項第5号） .....	47-16
2.4.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） .....	47-17
2.4.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号） .....	47-18
2.4.3 環境条件等 .....	47-19
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） .....	47-19
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号） .....	47-19
2.4.4 操作性及び試験・検査性について .....	47-21
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） .....	47-21
（2）試験・検査（第43条第1項第3号） .....	47-22

2.4.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準1.4により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準1.4により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 原子炉運転中に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽</li> </ul> <p>(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 代替淡水源</li> </ul> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却</p> <p>&lt;a. (a)の設備と同じ&gt;</p> <p>(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却</p> <p>&lt;a. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去ポンプ</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧炉心スプレイ・ポンプ</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> </ul>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待す</p>	<p>c. 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合に用いる設備</p> <p>(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>&lt;a. (a)の設備と同じ&gt;</p> <p>(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却</p> <p>&lt;a. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>ii) 原子炉運転停止中に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p> <p>&lt;i) a. (a)の設備と同じ&gt;</p> <p>(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却</p> <p>&lt;i) a. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p> <p>&lt;i) a. (a)の設備と同じ&gt;</p> <p>(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却</p> <p>&lt;i) a. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去ポンプ</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>添付資料 1.4.1（審査基準、基準規則と対処設備との対応表）において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>る設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>た。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器【その他設備】</li> <li>・非常用交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・サプレッション・チェンバ【56条】水源設備</li> <li>・原子炉補機冷却系【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> <li>・原子炉補機代替冷却系【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

## 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p>
<p>（設備の目的）</p>
<p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p>
<p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p>（機能喪失の想定）</p>
<p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p>（系統構成）</p>
<p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p>
<p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p>（その他の設備）</p>
<p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p>
<p>＜BWRの場合＞</p>
<p>例：高圧原子炉代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧原子炉代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、常設代替直流電源設備【電源】、サプレッション・チェンバ【水源】等が含まれる。</p>
<p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 発電用原子炉運転中に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却）として、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
  - ・低圧原子炉代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.6-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧原子炉代替注水系（常設）））と追補の概略系統図（第 1.4-7 図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.6-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧原子炉代替注水系（常設）））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.4-1 低圧原子炉代替注水系（常設）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.4-1 低圧原子炉代替注水系（常設）系統概要図」）

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却）として、大量送水車を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.6-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧原子炉代替注水系（可搬型）））と追補の概略系統図（第1.4-15図及び第1.4-18図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）概要図）による原子炉圧力容器への注水概要図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.6-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧原子炉代替注水系（可搬型）））に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.4-2 A-低圧原子炉代替注水系（可搬型）系統概要図」及び「図3.4-3 B-低圧原子炉代替注水系（可搬型）系統概要図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.4-2 A-低圧原子炉代替注水系（可搬型）系統概要図」及び「図3.4-3 B-低圧原子炉代替注水系（可搬型）系統概要図」）</p>

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）
<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、「i)a.(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p>

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）
<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、「i)a.(b) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。</p>

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧）として、残留熱除去ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
  - ・ 本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合を想定していることを確認した。

（システム構成）

- ④ システム構成については、設備の概略系統図（第5.6-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替交流電源設備を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧））と追補の概略系統図（第1.4-20図 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.6-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替交流電源設備を用いた残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.4-6 残留熱除去系（低圧注水モード） 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）、原子炉補機代替冷却系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.4-6 残留熱除去系（低圧注水モード） 系統概要図」）

(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧）として、低圧炉心スプレイ・ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・低圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ・ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
  - ・本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、低圧炉心スプレイ系が起動できない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.6-5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替交流電源設備を用いた低圧炉心スプレイ系の復旧））と追補の概略系統図（第 1.4-22 図 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.6-5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替交流電源設備を用いた低圧炉心スプレイ系の復旧））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.4-5 低圧炉心スプレイ系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）、原子炉補機代替冷却系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.4-5 低圧炉心スプレイ系 系統概要図」）

c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（低圧原子炉代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却）として、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）及び（その他の設備）については、「i）a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。</p>

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却）として、大量送水車を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車からの送水により海を利用できる設計とする。</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）及び（その他の設備）については、「i）a. (b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。</p>

ii) 原子炉運転停止中に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）
原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、「i)a.(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）
原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、「i)a.(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）
原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（常設）は、「i)a.(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

確認結果（島根2号）
原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、「i)a.(b) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧）として、残留熱除去ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去ポンプ及び熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。</li> <li>・ 本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.6-4図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替電源設備を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却</p>



モード)の復旧))と追補の概略系統図(第1.4-26図 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図)が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図(第5.6-4図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図(代替電源設備を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧))に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。(参照:「図3.4-7 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) 系統概要図」)

(その他の設備)

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)、原子炉補機代替冷却系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。(参照:「図3.4-7 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) 系統概要図」)

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈） 第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備） 1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（1）重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。 ① 可搬型重大事故防止設備を配備することを確認。</p>	<p>① 可搬型重大事故防止設備を用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。 ② 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置することを確認。</p>	<p>② 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた原子炉圧力容器への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び常設代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 ③ 上記①及び②の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>③ 低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られたものであることを確認した。 具体的には、「2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて整理。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
<p>低圧原子炉代替注水系（常設）</p>	<p>低圧原子炉代替注水ポンプは、電源を空冷式の常設代替交流電源設備とし、水源を低圧原子炉代替注水槽とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して、多様性を有していること、また、低圧原子炉代替注水ポンプを用いる低圧原子炉代替注水系（常設）は、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体について、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系に対して、独立性を有していること及び水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して、独立性を有していること、さらに、低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（常設）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ・ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、低圧炉心スプレイ・ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（常設）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、系統全体に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と低圧原子炉代替注水系（常設）の多様性、位置的分散について示されている。（参照：表3.4-2）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
<p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）</p>	<p>大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、駆動源が非常用交流電源設備であり、水源がサプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車を用いる低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、水源から注水先である原子炉圧力容器までの系統全体について、設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有していること及び水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して独立性を有していること、さらに、大量送水車は、屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプに対して、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、残留熱除去系に対しては、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、低圧炉心スプレイ系に対しては、系統全体に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の多様性、位置的分散について示されている。（参照：表3.4-10）</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

47条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

47条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（可搬型） 大量送水車	大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。 ・ 大量送水車を使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、原子炉建物の外壁により隔離される原子炉建物内及び原子炉建物外に複数箇所設置することで位置的分散を図る設計とする。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（可搬型） 大量送水車	大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイ・ポンプ並びに原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.4.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（常設）	低圧原子炉代替注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
低圧原子炉代替注水系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、通常時は大量送水車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
残留熱除去系	残留熱除去系の低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モードは、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.4.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有する設計とすることを確認した。
残留熱除去系 残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器	残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故等対処設備と同仕様で設計することを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子力代替注水系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。</li> <li>・ 保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。</li> <li>・ 大量送水車は、想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</li> </ul>

### 2.4.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.4-4 想定する環境条件及び荷重条件考慮）
低圧原子炉代替注水系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.4-12 想定する環境条件及び荷重条件）
残留熱除去系 残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系注水弁は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.4-19及び表3.4-21 想定する環境条件及び荷重条件）

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（参照：表3.4-8 操作対象機器）
残留熱除去系 残留熱除去ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 残留熱除去系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。また、中央制御室からの操作により残留熱除去系注水弁を閉止できない場合において、残留熱除去系注水弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。



47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（参照：表3.4-13 操作対象機器）

#### 2.4.4 操作性及び試験・検査性について

##### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> </ul>
残留熱除去系 残留熱除去ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</li> <li>・ 残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また、残留熱除去系注水弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での入力により確実に操作が可能な設計とする。</li> </ul>

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（可搬型） 大型送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>・ 大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一することで確実に接続できる設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.4-6 低圧原子炉代替注水系（常設）の試験及び検査）
低圧原子炉代替注水系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・ 大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.4-14 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の試験及び検査）
残留熱除去系 残留熱除去ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系注水弁は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第48条））

技術的能力基準1.5で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第48条及び第43条への適合性を確認する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第48条）

2.5.1 適合方針	48-2
(1) 設置許可基準規則への適合	48-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	48-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	48-3
i) フロントライン系故障時に用いる設備	48-4
a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	48-4
ii) サポート系故障時に用いる設備	48-4
a. 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	48-4
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	48-6
2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	48-9
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	48-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	48-9
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	48-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	48-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	48-10
2.5.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	48-10
2.5.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	48-11
2.5.3 環境条件等	48-12
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	48-12
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	48-12
2.5.4 操作性及び試験・検査性について	48-12
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	48-12
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	48-13

2.5.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.5 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待す</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.5 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第1ベントフィルタスクラバ容器【50条】</li> <li>・ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器【50条】</li> <li>・ 圧力開放板【50条】</li> <li>・ 遠隔手動弁操作機構【50条】</li> </ul> <p>ii) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 移動式代替熱交換設備</li> <li>・ 大型送水ポンプ車</li> </ul> <p>なお、必要な監視項目及び監視計器について、「第 1.5-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.5.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、3.5.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>る設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 常設代替直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 燃料補給設備【57条】電源設備</li> <li>・ 原子炉格納容器【その他設備】</li> <li>・ 取水口【その他設備】</li> <li>・ 取水管【その他設備】</li> <li>・ 取水槽【その他設備】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

## 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、系統概略図（該当設備のみ）と技術的能力審査基準の系統概略図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が系統図に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧原子炉代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧原子炉代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、常設代替直流電源設備【電源】、サプレッション・チェンバ【水源】等が含まれる。（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	重大事故等対処設備（格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板及び遠隔手動弁操作機構を使用することを確認した。
②	<p>具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。</li> <li>格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。</li> </ul> <p>なお、その他の格納容器フィルタベント系の設計方針については、設置許可基準規則第50条で整理する。</p>
（機能喪失の想定）	
③	残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定していることを確認した。
（系統構成）	
④	系統構成については、設備の概略系統図（第5.10-1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第1.5-11図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。
⑤	<p>①に示す設備が概略系統図（第5.10-1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.5-5 格納容器フィルタベント系 系統概要図」）</p>
（その他の設備）	
⑥	<p>①以外で、流路として原子炉格納容器等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.5-5 格納容器フィルタベント系 系統概要図」）</p>

ii) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	重大事故等対処設備（原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を使用することを確認した。
②	<p>具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、屋外の接続口より移動式代替熱交換設備を原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</li> <li>移動式代替熱交換設備は、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大型送水ポンプ車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。</li> <li>移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原</li> </ul>

子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。

（機能喪失の想定）

- ③ 原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.10-2図及び第5.10-3図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第1.5-35図 原子炉補機代替冷却系による除熱 概要図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（第5.10-2図及び第5.10-3図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（原子炉補機代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.5-1～図3.5-3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉補機冷却系配管等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.5-1～図3.5-3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図」）



（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈） 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>①炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備することを確認。</p>	<p>①設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、格納容器フィルタベント系及び原子炉補機代替冷却系を設けることを確認した。</p>
<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることについては、「2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認した。</p>
<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>②取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること</p>	<p>②最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いた原子炉補機代替冷却系を整備する方針であることを確認した。なお、時間余裕の観点については、有効性評価「2.4 崩壊熱除去機能喪失」で確認した。</p> <p>加えて、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、格納容器フィルタベント系を整備する方針であることを確認し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>を確認。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮することを確認。</p>	<p>た。</p>
<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> <p>③格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うことを確認。</p> <p>(参考：50条3b))</p> <p>b) 格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の</p>	<p>③格納容器フィルタベント系が第50条3b)と同一の設備であることを確認した。</p> <p>また、格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととすることを確認した。なお、有効性評価 炉心損傷防止対策において敷地境界での線量評価が約 <math>1.7 \times 10^{-2}</math> mSv であり、5mSv 以下であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>（参考：実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 2.2.1（6））</p> <p>（6）格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する。</p>	

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。なお、格納容器フィルタベント系については、設置許可基準規則第 50 条においても設計基準事故対処設備である残留熱除去系が喪失した場合に使用する設備であるため設置許可基準規則第 43 条への適合性については、設置許可基準規則第 50 条で整理する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が配置図として示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
格納容器フィルタベント系	<p>格納容器フィルタベント系は、最終的な熱の逃がし場を大気とし、代替電源からの給電とすることで、海が最終的な熱の逃がし場であり、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して多様性及び独立性を有していること、格納容器フィルタベント系は、原子炉建物内の設計基準事故対処設備である残留熱除去系と離れた位置に設置することにより位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</li> <li>格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作機構を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。</li> <li>格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は原子炉建物外の第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は原子炉建物近傍の屋外に設置し、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。</li> <li>格納容器フィルタベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と格納容器フィルタベント系の多様性、位置的分散について示されている。（参照：表3.5-11）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

48条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉補機代替冷却系	<p>原子炉補機代替冷却に用いる移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電とし、大型送水ポンプ車をディーゼル駆動とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機海水ポンプに対して、電源の多様性を有していること、また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を用いる原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。以下同じ。）に対して独立性を有していること、さらに、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、設計基準事故対処設備である原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の原子炉補機海水ポンプと離れた屋外に保管及び設置することにより位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を</li> </ul>

	<p>常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機代替冷却系は、格納容器フィルタベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。</li> <li>・原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と原子炉補機代替冷却水系の多様性、位置的分散について示されている。（参照：表 3.5-2）</p>
--	--

c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）

48 条で整理する常設重大事故等対処設備は、2 以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置することを確認した。48 条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根 2 号）
原子炉補機代替冷却系	<p>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。具体的には原子炉補機冷却系区分Ⅰに接続する接続口と、原子炉補機冷却系区分Ⅱに接続する接続口をそれぞれ設けることとし、原子炉建物南側屋外に 1 箇所、原子炉建物西側屋外に 1 箇所及び原子炉建物内に 1 箇所設置し、位置的分散を図っている。また、残留熱除去系 A 系及び B 系いずれもサプレッション・チェンバの除熱が可能であるため、原子炉補機冷却系区分Ⅰ及びⅡそれぞれ接続口を設けることが可能な設計とする。</li> </ul>

e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）

48 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根 2 号）
原子炉補機代替冷却系	<p>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物及び格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプ並びに原子炉建物外の格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p>

2.5.1.2 悪影響防止（第 43 条第 1 項第 5 号）

a. 悪影響防止

43 条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根 2 号）

原子炉補機代替冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
------------	--

### 2.5.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉補機代替冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は2セット（1セット各1台）確保し、さらに、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1セットを確保することで、必要な容量を確保した設計とすることを確認した。</p> <p>具体的には以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時に、炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</li> <li>・原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時に、残留熱除去系による発電用原子炉又は原子炉格納容器内の除熱と燃料プール冷却系による燃料プールの除熱に同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</li> </ul>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

48条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉補機代替冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時に、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。</li> <li>・移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。</li> <li>・大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。</li> </ul>

### 2.5.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉補機代替冷却系	原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.5-4）

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉補機代替冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車の移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。</li> </ul> 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（参照：表3.5-8）

### 2.5.4 操作性及び試験・検査性について

#### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉補機代替冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。</li> <li>・大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続は、簡便な接続及びフランジ接続とし、結合金具及び一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。</li> </ul>
--	--

**（2）試験・検査（第43条第1項第3号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉補機代替冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> <li>・原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>・原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>・移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.5-6）</p>



島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条））

技術的能力基準1.6で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第49条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）

2.6.1 適合方針	49-3
（1）設置許可基準規則への適合	49-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	49-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	49-6
i）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備	49-7
a. フロントライン系故障時に用いる設備	49-7
(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却	49-7
(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却	49-8
b. サポート系故障時に用いる設備	49-9
(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却	49-9
(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却	49-9
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧	49-9
(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧	49-9
ii）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備	49-11
a. フロントライン系故障時に用いる設備	49-11
(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却	49-11
(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却	49-11
b. サポート系故障時に用いる設備	49-12
(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却	49-12
(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却	49-12
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧	49-12
(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧	49-12
（2）設置許可基準規則解釈への適合	49-13
2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	49-15
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	49-15
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	49-16
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	49-17
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	49-17
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	49-17

2.6.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	49-18
2.6.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	49-19
2.6.3 環境条件等	49-20
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	49-20
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	49-21
2.6.4 操作性及び試験・検査性について	49-22
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	49-22
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	49-23

2.6.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)</p> <p>第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.6 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.6 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽</li> </ul> <p>(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> </ul> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>&lt;a. (a)の設備と同じ&gt;</p> <p>(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却</p> <p>&lt;a. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去ポンプ</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する</p>	<p>・ 残留熱除去ポンプ ・ 常設代替交流電源設備【57 条】電源設備</p> <p>ii) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却                  &lt; i ) a. (a)の設備と同じ&gt;</p> <p>(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却                  &lt; i ) a. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却                  &lt; i ) b. (a)の設備と同じ&gt;</p> <p>(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却                  &lt; i ) b. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧                  &lt; i ) b. (c)の設備と同じ&gt;</p> <p>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の復旧                  &lt; i ) b. (d)の設備と同じ&gt;</p> <p>上記 ii) a. (a)及び(b)並びに b. (a)～(d)に該当する手順に用いる設備は、 i ) a. (a)及び(b)並びに b. (a)～(d)に該当する手順に用いる設備と同様の設備を用いていることを確認した。（49条解釈（2）兼用を参照）</p> <p>添付資料 1.6.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。                  補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器【その他設備】</li> <li>・サプレッション・チェンバ【56条】水源</li> <li>・非常用交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）</li> <li>・原子炉補機代替冷却系【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> <li>・残留熱除去系熱交換器</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

## 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧原子炉代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧原子炉代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、常設代替直流電源設備【電源】、サプレッション・チェンバ【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却）として、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。
  - ・ 格納容器代替スプレイ系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.2-1図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却））と追補の概略系統図（第1.6-9図 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.2-1図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-1 格納容器代替スプレイ系（常設） 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-1 格納容器代替スプレイ系（常設） 系統概要図」）

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却）として、大量送水車を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。
  - ・ 大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
  - ・ 大量送水車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備で残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.2-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却））と追補の概略系統図（第 1.6-15 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）概要図（交流動力電源が確保されている場合）及び第 1.6-17 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）概要図（全交流動力電源が喪失している場合））が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 9.2-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）A系 系統概要図」及び「図 3.6-4 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）A系 系統概要図」及び「図 3.6-4 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図」）



b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

確認結果（島根2号）
全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合において、原子炉格納容器の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）を使用する。本系統は「a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

確認結果（島根2号）
全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合において、原子炉格納容器の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。本系統は「a. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧）として、残留熱除去ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系（格納容器冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。</li> <li>・ 本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.2-3図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧））と追補の概略系統図（第1.6-19図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.2-3図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧））に記載されていることを確認した。</p> <p style="background-color: #e0e0e0;">補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-6 残留熱除去系（格納容器冷却モード） 系統概要図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）、原子炉補機代替冷却系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p> <p style="background-color: #e0e0e0;">補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-6 残留熱除去系（格納容器冷却モード） 系統概要図」）</p>

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧）として、残留熱除去ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。</p>

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。
  - ・ 本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系から供給できる設計とする。
- （機能喪失の想定）
- ③ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失により、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.2-4図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧））と追補の概略系統図（第1.6-21図 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.2-4図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧））に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-7 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）系統概要図」）
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）、原子炉補機代替冷却系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-7 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）系統概要図」）

ii) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

確認結果（島根2号）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が機能喪失した場合の原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

本システムは「i）a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

確認結果（島根2号）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）の機能が喪失した場合の原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を経由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

本システムは「i）a. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じであることを確認した。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却

確認結果（島根2号）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合において、原子炉格納容器の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（常設）を使用する。本系統は「i）b. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

確認結果（島根2号）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合において、原子炉格納容器の冷却を行うための重大事故等対処設備として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する。本系統は「i）b. (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧

確認結果（島根2号）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）が起動できない場合において、原子炉格納容器の冷却を行うための重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を復旧する。本系統は「i）b. (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器冷却モード）の復旧」と同じであることを確認した。

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧

確認結果（島根2号）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系機能喪失により、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が起動できない場合において、原子炉格納容器の冷却を行うための重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を復旧する。本系統は「i）b. (d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の復旧」と同じであることを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈） 第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（1）重大事故等対処設備 a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。 ① 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失した場合における格納容器スプレイ代替注水設備が配備されていることを確認。</p>	<p>① 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による冷却機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため重大事故等対処設備（格納容器スプレイ代替注水設備）として、格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）を整備するとしており、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、大量送水車等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 ② 格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認。</p>	<p>② 格納容器スプレイ代替注水設備である原格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。 具体的には、「2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて整理。</p>
<p>（2）兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>③ 炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された島根原子力発電所2号炉SA設備基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
<p>格納容器代替スプレイ系（常設）                      低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽</p>	<p>低圧原子炉代替注水ポンプは、電源を空冷式の常設代替交流電源設備とし、水源を低圧原子炉代替注水槽とすることにより、電源が非常用交流電源設備であり、水源がサプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、低圧原子炉代替注水ポンプを用いる格納容器代替スプレイ系（常設）は、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して独立性を有していること、さらに、低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して、位置的分散が図られていること</p> <p>を確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と格納容器代替スプレイ系（常設）の多様性、位置的分散について示されている。（参照：表3.6-2 格納容器代替スプレイ系（常設）の多様性、位置的分散）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 大量送水車	<p>大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車を用いる格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して独立性を有していること、さらに、大量送水車は、屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して、位置的分散が図られていること</p> <p>を確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び格納容器代替スプレイ系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする格納容器代替スプレイ系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・ 大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の多様性、位置的分散について示されている。（参照：表3.6-10 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の多様性、位置的分散）</p>



c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

49条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 大量送水車	<p>大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大量送水車を使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、原子炉建物の外壁により隔離される原子炉建物内及び原子炉建物外に複数箇所設置することで位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 大量送水車	<p>大量送水車は、原子炉建物及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内の低圧原子炉代替注水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p>

### 2.6.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
格納容器代替スプレイ系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽	格納容器代替スプレイ系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、通常時は大量送水車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.6.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
格納容器代替スプレイ系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽	格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。</li> <li>大量送水車は、想定される重大事故等時において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</li> </ul>

### 2.6.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
格納容器代替スプレイ系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 格納容器代替スプレイ系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.6-4 想定する環境条件及び荷重条件）
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（参照：表3.6-12 想定する環境条件及び荷重条件）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
格納容器代替スプレイ系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 格納容器代替スプレイ系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（参照：表3.6-8 操作対象機器設置場所）

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（参照：表3.6-15 操作対象機器設置場所）

## 2.6.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
格納容器代替スプレイ系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器代替スプレイ系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> </ul>

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
格納容器代替スプレイ系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器代替スプレイ系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ 格納容器代替スプレイ系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に、分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.6-6 格納容器代替スプレイ系（常設）の試験及び検査）
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・ 大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.6-14 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の試験及び検査）

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条））

技術的能力基準 1.7 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 50 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条）

2.7.1 適合方針	50-2
(1) 設置許可基準規則への適合	50-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処設備の抽出	50-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	50-4
a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	50-5
b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	50-6
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	50-7
2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	50-16
a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）	50-16
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	50-16
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	50-16
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	50-17
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	50-17
2.7.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	50-18
2.7.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	50-19
2.7.3 環境条件等	50-21
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	50-21
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	50-22
2.7.4 操作性及び試験・検査性について	50-23
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	50-23
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	50-24



2.7.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.7 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。また、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が整理されていることを確認。（関連機能（弁、配管等）は「viii.」へ）(a-2. ①～③)</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.7 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱代替除去ポンプ</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却系</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器</li> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ サプレッション・チェンバ</li> </ul> <p>b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第1ベントフィルタスクラバ容器</li> <li>・ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器</li> <li>・ 遠隔手動弁操作機構</li> <li>・ 大量送水車</li> </ul> <p>なお、必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「第 1.7-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>添付資料1.7.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.7.1.1多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器【その他設備】</li> <li>・ 原子炉格納容器【その他設備】</li> <li>・ 原子炉補機冷却系の配管、弁及びサージタンク並びにホース【その他設備】</li> <li>・ 非常用交流電源設備【その他設備】</li> <li>・ 取水口【その他設備】</li> <li>・ 取水管【その他設備】</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 常設代替直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 代替所内電気設備【57条】電源設備</li> <li>・ 燃料補給設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
②	<p>具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、残留熱代替除去ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</li> <li>・原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する。</li> <li>・残留熱代替除去系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</li> <li>・原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。また、屋外の接続口が使用できない場合には、大型送水ポンプ車を屋内の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、原子炉補機冷却系に海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。</li> <li>・大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある場合を想定していることを確認した。
（系統構成）	
④	系統構成については、設備の概略系統図（第9.3-1図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（残留熱代替除去系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合）と追補の概略系統図（第1.7-5図 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概が整合していることを確認した。
⑤	①で示す設備が概略系統図（第9.3-1図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：図2 残留熱代替除去系 系統概要図）
（その他の設備）	
⑥	①以外で、流路として原子炉格納容器等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：図2 残留熱代替除去系 系統概要図）

b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、可搬式窒素供給装置及び遠隔手動弁操作機構を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
②	具体的に、以下のとおり設計することを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。</li> <li>第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去できる設計とする。また、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。</li> <li>格納容器圧力逃がし装置の設置許可基準規則解釈に対する設計方針については、（2）参照。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある場合を想定していることを確認した。
（系統構成）	
④	系統構成については、設備の概略系統図（第9.3-3図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第1.7-10図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。
⑤	①で示す設備が概略系統図（第9.3-3図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図1 格納容器フィルタベント系 系統概要図」）
（その他の設備）	
⑤	①以外で、流路として原子炉格納容器等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、所内常設蓄電式直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図1 格納容器フィルタベント系 系統概要図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈）                      第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）                      1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。                      解釈第50条第1項 a)を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備は、以下の設計方針であることを確認する。                      ① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として、格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置する方針としていることを確認。</p>	<p>想定する重大事故等に対して、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の設計方針を、以下のとおり確認した。                      ① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として残留熱代替除去系を設置する方針であることを確認した。残留熱代替除去系は、残留熱代替除去ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、残留熱代替除去ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とすることを確認した。</p>
<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR 及びアイスコンデンサ型格納容器を有する PWR をいう。                      3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。                      a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。                      解釈第50条第2項を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備は、以下の設計方針であることを確認する。                      ① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する方針としていることを確認。</p>	<p>① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として格納容器フィルタベント系を設置する方針であることを確認した。                      補足説明資料（50-4 配置図、50-5 系統図）において、隔離弁やフィルタ装置の基本構成及び配置状況が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する方針を確認。</p> <p>③ 補足説明資料において、乾式又は湿式の選択理由（例えば、性能や諸外国での採用実績等の比較等）が示されていることを確認。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な排気流量を有する設計としていることを確認。 補足説明資料において、設計条件及び評価結果が示されていることを確認。</p>	<p>② ①と同じ。</p> <p>③ 補足説明資料（50-7 容量設定根拠）において、粒子状放射性物質だけではなく、無機よう素も捕捉することができることから、フィルタ装置には湿式方式を採用していること、有機よう素を除去するために第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器を設置する方針が示されており、それぞれのDFの根拠が示されている。</p> <p>④ 原子炉格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、原子炉格納容器フィルタベント系での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とすることを確認した。 補足説明資料（50-7 容量設定根拠）において、炉心の崩壊熱と原子炉格納容器フィルタベント系の駆動力となる原子炉格納容器内の圧力との関係から、設計流量を求めていることが示されている。具体的には、原子炉格納容器が最高使用圧力（427kPa[gage]）にて格納容器ベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の1%に相当する発生蒸気量9.8kg/sを排出可能な設計としている。</p>
<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>解釈第50条第3項 b) i) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減する設計方針であることを確認する。</p> <p>① 低減する放射性物質の種類及び形態、これらが低減される設備（例えば、エアロゾルに対してはスクラバ水で除去等）及び除去効率を明確に示していることを確認。</p>	<p>① 格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、遠隔手動弁操作機構、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とすることを確認した 具体的には、格納容器フィルタベント系により低減する放射性物質の種類等については、以下のとおり明確に示されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第1ベントフィルタスクラバ容器は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が99.9%以上確保できる設計とする。</li> <li>・ 第1ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。</li> <li>・ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さを有する設計とする。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 補足説明資料において、①で低減できない排気中に含まれる放射性物質については、その処理方針（例えば、希ガスについては、ベントによる管理放出前までに格納容器内で可能な限り減衰させる方針等）が示されていることを確認。</p> <p>③ 補足説明資料において、①の低減に係る物理メカニズムが示されていることを確認。</p> <p>④ 補足説明資料において、格納容器圧力逃がし装置の放射性物質低減機能について、想定される環境条件等を踏まえた性能試験等により、除去効率に対する根拠が示されていることを確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置の運転範囲（ベントガスの圧力、温度、流量及び蒸気割合、フィルタ部における過熱度等）</li> <li>採用する性能試験の試験条件（環境条件や粒径等）、結果及び実機への適用性</li> <li>その他、考慮すべき事項（例えば、フィルタ装置内の環境条件（スクラバ水の pH を含む）によるスクラバ水やフィルタの除去効率への影響、フィルタの閉塞・吸着飽和、再浮遊・再揮発等）</li> </ul>	<p>② 技術的能力 1.7（添付資料格納容器ベント操作について）において格納容器へ大量の放射性物質が放出されることから、大気への放射性物質の放出を極力遅らせることでベント時の外部影響を軽減させるため、限界圧力を下回る 853kPa[gage]に到達するまでにベントを実施する。具体的には、中央制御室での遠隔操作に失敗した場合の現場手動操作時間を考慮し、格納容器スプレイ停止基準であるサブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点でベントを実施することが示されている。</p> <p>③ 補足説明資料（50-7 容量設定根拠）において、スクラバ溶液によるエアロゾル及び無機よう素の除去原理、金属繊維フィルタによるエアロゾルの除去原理、放射性よう素フィルタによる無機よう素及び有機よう素の除去原理が示されている。</p> <p>④ 原子炉格納容器フィルタベント系の放射性物質低減機能について、その除去効率に対する根拠は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>補足説明資料（50-7 容量設定根拠）において、原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲が示されている。</li> <li>補足説明資料（50-7 容量設定根拠）において、エアロゾル、無機よう素及び有機よう素に対する除去性能についての試験条件及び試験結果と、島根2号における重大事故時の原子炉格納容器フィルタベント系の運転範囲等から、実機への適用性を検討し①の除去性能を導いており、除去効率に対する根拠が示されている。</li> <li>その他、考慮すべき事項として、以下のとおり、重大事故時の環境条件等（スクラバ溶液内の pH 条件を含む）を踏まえて除去性能に影響を与える因子を検討しており、これらが影響を及ぼさないことが示されている。 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 粒子状放射性物質の再浮遊・フィルタの閉塞</li> <li>✓ ガス状放射性よう素の再揮発、放射性よう素フィルタの飽和吸着</li> <li>✓ 放射性よう素フィルタ吸着材（銀ゼオライト）の劣化について</li> <li>✓ スクラバ溶液の保有水量の設定根拠</li> <li>✓ スクラバ溶液の pH 管理)</li> <li>✓ 化学反応による発熱等の影響</li> </ul> </li> </ul>
<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>解釈第50条第3項 b) ii)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策を講じる設計方針であることを確認する。具体的には、格納容器圧力逃がし装置における構造健全性（放射性物質低減機能を含む）の維持を目的として、可燃性ガスによる格納容器圧力逃がし装置への影響、この影響を踏まえた対策（原子炉格納容器内及び格納容器圧力逃がし装置内）を確認する。</p> <p>（可燃性ガスによる影響の整理）</p> <p>① 考慮すべき可燃性ガスを明確にしていることを確認。</p>	<p>（可燃性ガスによる影響の整理）</p> <p>① 格納容器フィルタベント系には、重大事故時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入するため、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐ必要があるとしていること、考慮すべき可燃性ガスは、水素及び酸素としていることを確認した。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 格納容器圧力逃がし装置内における可燃性ガスの状況（例えば、ベントライン配管内での水蒸気凝縮による水素濃度の上昇や滞留等による水素燃焼等）及びこの状況による格納容器圧力逃がし装置への影響（例えば、格納容器圧力逃がし装置の構造健全性（放射性物質低減機能の喪失を含む。）への影響等）を明確にしていることを確認。</p> <p>③ ②を踏まえて、可燃性ガスの爆発防止等の対策の方針を確認。 （例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内の不活性化</li> <li>・原子炉格納容器内で、格納容器圧力逃がし装置へ影響を及ぼさない水素濃度まで低減</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置内における滞留防止 等</li> </ul> <p>（格納容器圧力逃がし装置内における対策）</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置内（配管を含む）における水素の滞留対策を確認。</p> <p>⑤ 補足説明資料において、格納容器圧力逃がし装置内における着火源（静電気等）が示されていることを確認。</p>	<p>その考え方として、補足説明資料（別添資料-1 別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮）において、水素及び酸素以外では溶融炉心・コンクリート相互作用により発生すると想定される一酸化炭素が考えられるが、その発生量は無視できるほど小さく、かつ一酸化炭素の可燃限界濃度は水素の可燃限界濃度よりも高い（12.5vol%）ことから、水素燃焼を防止する措置により、同時に一酸化炭素の燃焼を防止することが可能であることが示されている。</p> <p>② 原子炉格納容器フィルタベント系には、重大事故時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入するため、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐ必要がある（①の再掲）としていることを確認した。</p> <p>③ このため、格納容器フィルタベント系は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを排出するためのバイパスラインを設置することで可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能なことを確認した。なお、原子炉格納容器内は、原子炉の通常運転中においては原子炉格納容器調気系により不活性化した状態が維持されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮）において、原子炉格納容器フィルタベント系内における水素の状況として、ベント開始直後は、原子炉格納容器内で発生する水素、水蒸気及び窒素からなるベントガスが系統内に流入するが、系統内は不活性化され酸素濃度が低く維持されているため、高濃度の水素が系統内に流入しても水素爆発に至らないことが示されている。また、酸素濃度をドライ条件で管理することから、水蒸気が凝縮することによる影響がないことが以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内雰囲気は通常運転時から不活性化（ドライ条件で酸素濃度 2.5vol%以下に管理）することに加え、水の放射線分解によって発生する酸素を考慮しても、格納容器ベント実施時において酸素濃度を可燃限界であるドライ条件で 5vol%未満に管理することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。</li> </ul> <p>（格納容器圧力逃がし装置内における対策）</p> <p>④ 原子炉格納容器フィルタベント系は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを排出するためのバイパスラインを設置すること（③の再掲）を確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮）において、フィルタ装置上流の配管及びフィルタ装置下流の配管に繋がる枝管は、原則、下向き枝管又は水平枝管とし、上向き枝管については、不燃限界長さ以内の確認、換気限界長さ以内の確認又は爆轟が発生したとしても健全性が維持されることを確認することが示されている。</p> <p>⑤ 補足説明資料（別添資料-1 別紙2 水素の滞留に対する設計上の考慮）において、水素爆発の条件として、水素濃度 4vol%かつ酸素濃度 5vol%以上の条件に加えて、着火源又は 500℃以上の発熱源が必要となるが、格納容器内における着火源又は 500℃以上の発熱源の不確かさが大きいため、酸素濃度を管理することで水素爆発を防止することが示されている。さらに、ベント実施直後は、格納容器からのベントガスによって系統内の窒素が押し出され、圧力開放板以降の空気が排出されることから、放出端ま</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>⑥ 上記の原子炉格納容器内及び格納容器圧力逃がし装置内における対策が機能しないことが想定される場合には、これに係る格納容器圧力逃がし装置の設計方針を確認。</p> <p>⑦ 補足説明資料において、⑥の具体的な内容を確認。例えば、格納容器圧力逃がし装置内における水素燃焼により、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質低減機能の一部が喪失した場合でも、環境へのCs-137放出量の評価値が基準を下回っていること</li> <li>・ 放射性物質低減機能を除く格納容器圧力逃がし装置の構造健全性が維持されること</li> </ul> <p>が示されていることを確認。</p>	<p>での範囲で高濃度の水素が空気と触れず、水素爆発が発生することはないと考えられる、また、放出端から先については、大気であるものの、大気中には着火源等がなく、水素爆発は発生しないと考えられる。</p> <p>⑥ 該当なし</p> <p>⑦ 該当なし</p>
<p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>解釈第50条第3項b)iii)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置の配管等が、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しない設計であることを確認。</p> <p>② ①で共用する方針である場合は、他への悪影響がないことを確認。例えば、他への悪影響がないこととは、格納容器圧力逃がし装置と他の系統が分離され、意図しないところへの放射性物質、</p>	<p>① 原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とすることを確認した。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減された後に原子炉建屋上に設ける放出口から排出することを確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙7主ライン及び弁の構成）において、格納容器フィルタベント系のベント弁は、第1弁（MV217-4/5）、第2弁（MV217-18/23）及び第3弁（MV226-13）で構成しており、これら第1弁～第3弁の全てを「開」とすることで格納容器内のガスがフィルタ装置に導かれ、格納容器ベントが可能な設計としている。格納容器フィルタベント系の第1弁（MV217-4/5）、第2弁（MV217-18）については窒素ガス制御系の既設の格納容器隔離弁であり、DBAでは閉方向に限定可能であることから空気作動弁としていたが、SA時（ベント時）に人力による開閉操作を行うことを考慮して電動駆動弁に設計変更した。さらに、第2弁（MV217-23）は、第1弁と同様に弁を多重化（並列配置）し、開の信頼性向上を図る設計としている。また、第3弁（MV226-13）については、上流で分岐している非常用ガス処理系への連絡ライン等を使用する場合に閉とするが、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開（NO）となるように確実な管理をすることが示されている。</p> <p>② ①を踏まえて、格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙7主ライン及び弁の構成）において、200℃、2Pdの環境下における隔離弁の閉じ込め機能の維</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>水素の回り込み・滞留に対する考慮がなされているか等を確認。</p>	<p>持に関する事等が示されている。</p>
<p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>解釈50条第3項b)iv)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備する設計としていることを確認。</p> <p>② 事象発生7日後以降に格納容器ベントによる管理放出を停止し、他の原子炉格納容器の除熱対策へ移行する場合には、原子炉格納容器の負圧破損に至る可能性があることから、補足説明資料において、以下が示され、負圧破損防止対策の成立性が示されていることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 負圧破損に至る可能性があるタイミング前後における事象進展</li> <li>・ 負圧破損を防止（例えば、原子炉格納容器内へのガス供給）するための設備、手順及び成立性（現場操作を伴う場合は、その場所の放射線量等を含む）</li> <li>・ フィルタベントラインを活用してガス供給を行う方針である場合は、それ以外の供給ライン</li> </ul>	<p>① 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすること、また、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後においても原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に窒素を供給する設計とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料（重大事故等対策の有効性評価について 添付資料添付資料3.1.3.5 安定状態について（残留熱代替除去系を使用しない場合））において、残留熱代替除去系又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い、原子炉格納容器を隔離することによって、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器除熱機能として残留熱代替除去系又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行</li> <li>・ 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス注入（パージ）</li> <li>・ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧</li> <li>・ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保（手順及び操作の成立性については、技術的能力の確認事項で確認。）</li> </ul>
<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>解釈50条第3項b)v)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、信頼性を確保したうえで、バイパスラインも含め、全てのラインについて人力により容易かつ確実に開閉操作ができることを確認。</p>	<p>① 原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁は、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋付属棟内から人力操作が可能であることを確認した。</p> <p>具体的には、補足説明資料（別添資料-1 別紙7 主ライン及び弁の構成）において、格納容器フィルタベント系は、サブプレッション・チェンバからのベントを基本とするが、長期的にも熔融炉心、水没等により悪影響を受けないよう、ドライウエルからのベント経路も設置することで、2つの排気経路を設けること、フィルタ装置側の隔離弁は、多重化することで、確実に排気経</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 格納容器圧力逃がし装置による管理放出の実施を、原子炉格納容器圧力を起点としている場合（例えば、原子炉格納容器圧力1.9Pdで実施）、補足説明資料において、原子炉格納容器圧力が2Pdに到達するまでの時間と手動操作で隔離弁を全開にするまでの時間、加えて、隔離弁開度と逃がし容量との関係が示され、2Pdに到達するまでに、格納容器圧力逃がし装置による管理放出が実施できることが示されていることを確認。この際あらかじめ、格納容器フィルタベント隔離弁及びバイパス弁の駆動源の信頼性並びに現場手動操作機能への近接性の確認を行うとしていることを確認。</p> <p>③ 隔離弁にA0弁を用いる場合には、補足説明資料において、開保持が可能であることを確認。</p>	<p>路を構成することが示されている。また、遠隔手動弁操作設備の成立性等が示されている。</p> <p>② 炉心損傷後の格納容器ベントにおける現場での手動操作（人力による遠隔操作）は、90分以内に実施可能であることに対して、操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約32時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>③ 該当なし</p>
<p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>解釈50条第3項b)vi)を踏まえ、格納容器圧力逃がし設備は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされる方針であることを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、隔離弁人力操作場所の線量が示されていることを確認。</p>	<p>① 遠隔手動弁操作機構の操作場所を現場へのアクセス及び作業環境を考慮して原子炉建物付属棟（二次格納施設外）としていることから、駆動源喪失時においても人力による開閉操作は可能であるが、遠隔手動弁操作設備の操作場所には、必要に応じて遮蔽材を設置することとしていることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料（別添資料-1 格納容器フィルタベント系について）において、有効性評価の「格納容器圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」シーケンスにおいて、ベント準備段階の現場アクセス、現場待機、現場での手動操作、プルーム通過までの現場待機及び帰還の一連の作業での実効線量は、約19mSvであることが示されている</p>
<p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>解釈50条第3項b)vi)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① ラプチャーディスクを使用する方針か確認。使用する方針の場合、バイパス弁を併置する方針か確認。</p> <p>② バイパス弁を併置しない場合、ラプチャーディスクの使用目的及びフィルタベント設備の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスクを使用する方針か確認。</p> <p>③ 補足説明資料において、ラプチャーディスクが曝される環境条件等を踏まえ、フィルタベント設備による管理放出の実施の妨げとならないことが示されていることを確認。(b-7-1.②及び③)</p>	<p>① <b>フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い約100kPa[gage]にて破裂し排気の妨げとならない</b>ことを確認した。 補足説明資料（別添資料-1）の2.系統設計において、バイパス弁は併置しない方針であることを確認した。</p> <p>② ①にあるとおり、フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い約100kPa[gage]にて破裂し排気の妨げとならないことを確認した。 補足説明資料（別添資料-1）の2.系統設計において、格納容器フィルタベント系待機時に格納容器フィルタベント系統内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力（384kPa [gage]～853kPa [gage]）と比較して十分に低い圧力である80kPa [gage]にて開放する設計であり、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。</p> <p>③ 補足説明資料（別添資料-1 別紙15 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について）において、凍結等の自然現象等を踏まえても原子炉格納容器フィルタベント系による管理放出の実施の妨げとならないことが示されている。</p>
<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>解釈50条第3項b)viii)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の影響を受けない場所に接続されているかを確認。その際、補足説明において、ドライウェルベントラインの取り出し位置が格納容器下部に落下した溶融炉心を水没させる位置よりも上に設置されていることが示されていることを確認。</p> <p>② BWRプラントの場合、ウェットウェルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張等を考慮しても、水没しないことを確認。</p>	<p>① <b>格納容器フィルタベント系は、サブプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気を可能とし、サブプレッション・チェンバ側からの排気では水面からの高さを確保すること、また、ドライウェル側からの排気では燃料棒有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けないこと</b>を確認した。 補足説明資料（別添資料-1 別紙7 主ライン及び弁の構成）における4.格納容器からの取り出し位置及び設計において、ドライウェルからのベント配管取出位置が燃料有効長頂部よりも上に設置されていることが示されている。</p> <p>② 補足説明資料（別添資料-1 別紙6 格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・チェンバへの冷却水の流入について）において、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で格納容器スプレイを停止し、その後速やかにウェットウェルベントを実施する場合、ベント時のサブプレッション・プール水位は約4.9mであり、ベントライン下端（約9.1m）に対して余裕がある。このとき、サブプレッション・プールの水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると、ベント時のサブプレッション・プール水位は、約4.9mに対して減圧沸騰により若干上昇するが、ほぼ変化はない。サブプレッション・チェンバのベントライン下端高さは約9.1mであるため、エントレインメントは回避できると考えられる。なお、現実的にはサブプレッション・チェンバの下部には水頭圧がかかるため全体が減圧沸騰することはないことから、水位は全て減圧沸騰した場合よりも低くなると考えられる。また、サブプレッション・プール水面の飛沫が、ベント時に同伴してベント配管内に取り込ま</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>れたとしても、配管内に滞留水が形成されない構造設計としているため、ペントラインが閉塞することはないことが示されている。</p>
<p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>解釈50条第3項b) ix)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 事故収束後に近接可能なように、使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされているか確認。</p>	<p>① 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等の周囲に遮蔽壁を設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙17 格納容器フィルタベント系 使用後の保管管理）において、保管管理方針が示されている。</p>
<p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p> <p>解釈50条第4項を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって格納容器代替循環冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>① 格納容器フィルタベント系のフィルタ装置である第1ベントフィルタスクラパ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、原子炉建物外にある第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は、原子炉建物近傍の屋外に設置すること、残留熱代替除去ポンプは原子炉建物原子炉棟内に設置すること、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は原子炉建物から離れた屋外に分散して保管すること並びに格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は流路を分離することにより可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、代替循環冷却系については、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。また、原子炉格納容器フィルタベント系については、48条の常設重大事故防止設備としての設計方針も合わせて確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器フィルタベント系は、残留熱代替除去系に対して原理の異なる冷却及び減圧手段を用いることにより多様性を有する設計とする。</li> <li>残留熱代替除去系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。</li> <li>格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、残留熱代替除去系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。</li> <li>残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、残留熱代替除去系と格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と格納容器フィルタベント系及び設計基準事故対処設備と原子炉補機代替冷却系の多様性、位置的分散について示されている。（表3.7-10参照）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</li> <li>残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、格納容器フィルタベント系から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

50条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

50条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車	移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器フィルタベント系との隔離を考慮した設計とする。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系	格納容器フィルタベント系のフィルタ装置である第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、原子炉建物外にある第1ベントフィルタ格納槽内に、圧力開放板は、原子炉建物近傍の屋外に設置すること、残留熱代替除去ポンプは原子炉建物原子炉棟内に設置すること、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は原子炉建物から離れた屋外に分散して保管すること並びに格納容器フィルタベント系と残留熱代替除去系は流路を分離することにより可能な限り独立性を有し、位置的分散が図られていること



2.7.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
残留熱代替除去系 移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱代替除去系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、残留熱代替除去系は閉ループにて構成する設計とする。</li> <li>・ 残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（区分Ⅰ、Ⅱ）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
格納容器フィルタベント系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と非常用ガス処理系、原子炉棟換気系の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2個設置し、格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.7.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
残留熱代替除去系 残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉格納容器内を除熱できる容量を確保した設計とする。具体的には、残留熱代替除去系は、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有すること、また、残留熱代替除去系の使用時は、系統配管の周辺が高線量となるため、使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計とすること。</li> <li>・ 残留熱代替除去系の残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</li> <li>・ 残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉補機代替冷却系での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</li> </ul>
格納容器フィルタベント系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための容量を確保した設計とする。具体的には、格納容器フィルタベント系は、粒子状放射性物質に対して99.9%以上、無機よう素に対して99%以上、有機よう素に対して98%以上の除去効率を有すること、また、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な減圧能力を有すること。</li> <li>・ 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、格納容器フィルタベント系での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。</li> <li>・ 第1ベントフィルタスクラバ容器は4個を並列に設置し、第1ベントフィルタスクラバ容器1個当たりの排出流量を同等とする設計とする。</li> <li>・ 第1ベントフィルタスクラバ容器は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が99.9%以上確保できる設計とする。また、スクラビング水の待機時の薬物添加濃度は、想定される重大事故等時のスクラビング水のpH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。</li> <li>・ 第1ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さを有する設計とする。</li> <li>・ 圧力開放板は、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</li> </ul>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
残留熱代替除去系 移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却系による燃料プールの除熱に使用するため、各系統の必要な流量を確保できる容量を有する設計とする。</li> </ul>

2.7.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
<p>残留熱代替除去系</p> <p>残留熱代替除去ポンプ</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p> <p>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは原子炉建物付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 残留熱代替除去系の残留熱除去系熱交換器は原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。</li> </ul> <p>残留熱代替除去系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.7-2及び表3.7-3参照）</p>
<p>格納容器フィルタベント系</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は第1ベントフィルタ格納槽内に、遠隔手動弁操作機構（操作部を除く。）は原子炉建物原子炉棟内に、遠隔手動弁操作機構（操作部）は原子炉建物付属棟内に、圧力開放板は屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.7-12参照）</p>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
残留熱代替除去系 大型送水ポンプ車、移動式代替熱交換設備	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 残留熱代替除去系の使用時は、系統配管の周辺が高線量となるため、使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計とすること ・ 残留熱代替除去ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 残留熱代替除去系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から遠隔で可能な設計とする。 ・ 残留熱代替除去系運転後における弁の操作は、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室又は離れた場所から遠隔で可能な設計とする。 ・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 ・ 原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 ・ 大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.7-13参照）
格納容器フィルタベント系	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、原子炉建物付属棟内への遠隔手動弁操作機構の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により、想定される重大事故等時において、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.7-5参照）

2.7.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
残留熱代替除去系 残留熱代替除去ポンプ 移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱代替除去系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 残留熱代替除去ポンプ及び系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また、残留熱代替除去系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては、逆洗操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続は、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。</li> </ul>
格納容器フィルタベント系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁には、炉心の著しい損傷が発生した場合において、現場において人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作機構を設置するとともに、操作場所は原子炉建物付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁については、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
残留熱代替除去系 移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱代替除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、残留熱代替除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 残留熱代替除去系に使用する原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>・ また、移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.7-14、表3.7-15参照）
格納容器フィルタベント系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器フィルタベント系は、発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 格納容器フィルタベント系の第1ベントフィルタスクラバ容器は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認及び内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 圧力開放板は、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.7-6参照）

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（第51条））

技術的能力基準1.8で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第51条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（第51条）

2.8.1 適合方針	51-3
（1）設置許可基準規則への適合	51-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処設備の抽出	51-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	51-6
i）原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に用いる設備	51-7
a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	51-7
b. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	51-8
c. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	51-9
d. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水（自主対策）	51-10
e. 消火系による原子炉格納容器下部への注水（自主対策）	51-10
ii）熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備	51-11
a. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	51-11
b. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	51-11
c. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	51-11
d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	51-11
e. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水（自主対策）	51-12
f. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水（自主対策）	51-12
g. 消火系による原子炉圧力容器への注水（自主対策）	51-12
（2）設置許可基準規則解釈への適合	51-13
2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	51-15
a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）	51-15
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	51-16
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	51-16
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	51-16
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	51-17
2.8.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	51-17
2.8.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	51-18
2.8.3 環境条件等	51-19
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	51-19
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	51-20



2.8.4 操作性及び試験・検査性について .....	51-21
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） .....	51-21
（2）試験・検査（第43条第1項第3号） .....	51-22

2.8.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.8 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.8 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備</p> <p>a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽</li> </ul> <p>b. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 輪谷貯水槽（西1／西2）</li> </ul> <p>c. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 輪谷貯水槽（西1／西2）</li> </ul> <p>以下の手順については、自主設備を用いた対策である。</p> <p>d. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水輸送ポンプ</li> <li>・ 復水貯蔵タンク</li> </ul> <p>e. 消火系による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助消火ポンプ</li> <li>・ 消火ポンプ</li> <li>・ 補助消火水槽</li> </ul> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車については、「原子</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】に整理されているものと同じであることを確認した。</p> <p>ii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備</p> <p>a. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽</li> </ul> <p>b. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 輪谷貯水槽（西1／西2）</li> </ul> <p>c. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧原子炉代替注水ポンプ</li> <li>・ サプレッション・チェンバ</li> </ul> <p>d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ほう酸水注入ポンプ</li> <li>・ ほう酸水貯蔵タンク</li> </ul> <p>以下の手順については、自主設備を用いた対策である。</p> <p>e. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒駆動水圧ポンプ</li> <li>・ 復水貯蔵タンク</li> </ul> <p>f. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水輸送ポンプ</li> <li>・ 復水貯蔵タンク</li> </ul> <p>g. 消火系による原子炉圧力容器への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補助消火ポンプ</li> <li>・ 消火ポンプ</li> <li>・ 補助消火水槽</li> </ul> <p>熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】」に整理されているものと同じであることを</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p> <p>④ 上記①から③に加えて、以下の内容を確認。 a) 原子炉下部キャビティ直接注水の系統構成に用いる電動弁を原子炉格納容器内に設置する場合、重大事故等時の環境においても、機能が維持され確実に作動すること。</p>	<p>確認した。 高圧原子炉代替注水ポンプについては、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】」と同じであることを確認した。 また、ほう酸水注入ポンプについては、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】」と同じであることを確認した。</p> <p>添付資料 1.8.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器【その他設備】</li> <li>・常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・常設代替直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・代替所内電気設備【57条】電源設備</li> <li>・燃料補給設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p> <p>④ 原子炉格納容器下部への直接注水の系統構成に用いる電動弁は、原子炉格納容器外に設置することを確認した（第9.4-1図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図（ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水）参照）。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備  
 a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ、コリウムシールド及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する
- ることを確認した。具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、低圧原子炉代替注水ポンプにより、低圧原子炉代替注水槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。
  - ・ ペDESTAL代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ② 使用条件として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う場合を想定していることを確認した。
- （機能喪失を想定する設計基準事故対処設備はない。）

（系統構成）

- ③ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.4-1図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水））と追補の概略系統図（第1.8-5図 ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ④ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.4-1図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水）による原子炉格納容器下部への注水）に記載されていることを確認した。なお、注水時の系統の構成に用いる電動弁は原子炉格納容器内には設置されていない。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図1 ペDESTAL代替注水系（常設）を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑤ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図1 ペDESTAL代替注水系（常設）を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図」）

b. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車及びコリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水をペDESTAL代替注水系を經由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。
  - ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う場合を想定していることを確認した。
- （機能喪失を想定する設計基準事故対処設備はない。）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.4-2図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水）と追補の概略系統図（第1.8-13図 ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.4-2図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水））に記載されていることを確認した。なお、注水時の系統の構成に用いる電動弁は原子炉格納容器内には設置されていない。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図2 ペDESTAL代替注水系（可搬型）A系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図」「図3 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図」及び「図4 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図（屋内接続口使用時）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図2 ペDESTAL代替注水系（可搬型）A系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図」「図3 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図」及び「図4 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図（屋内接続口使用時）」）

## c. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

## 確認結果（島根2号）

## （設備の目的）

- ① 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、大量送水車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を残留熱除去系を經由して格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内にスプレイすることで原子炉格納容器下部へ流入し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。
  - ・ 大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

## （機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う場合を想定していることを確認した。  
（機能喪失を想定する設計基準事故対処設備はない。）

## （系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.4-3図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水））と追補の概略系統図（第1.8-11図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.4-3図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水））に記載されていることを確認した。なお、注水時の系統の構成に用いる電動弁は原子炉格納容器内には設置されていない。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：第49条補足説明資料「図2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）A系 系統概要図」、「図3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図」及び「図4 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図（屋内接続口使用時）」）

## （その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、燃料補給設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：第49条補足説明資料「図2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）A系 系統概要図 3.8-8 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図」、「図3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図」及び「図4 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図（屋内接続口使用時）」）



d. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水（自主対策）

確認結果（島根2号）
<p>・ 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水手段については、復水輸送ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源として、復水輸送系、補給水系及び残留熱除去系を通じて原子炉格納容器下部への注水を行う手順を整備する。</p> <p>※ 本系統の詳細については、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」参照。）</p>

e. 消火系による原子炉格納容器下部への注水（自主対策）

確認結果（島根2号）
<p>・ 消火系による原子炉格納容器下部への注水手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、ろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として、消火系、復水輸送系、補給水系及び残留熱除去系を通じて原子炉格納容器下部への注水を行う手順を整備する。</p> <p>※ 本系統の詳細については、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」参照。）</p>

ii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

a. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）	
・	原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
・	炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（常設）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。
※	本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」参照。）

b. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）	
・	【再掲】原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
・	炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。
※	本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」参照。）

c. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（島根2号）	
・	【再掲】原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
・	炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧原子炉代替注水系を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。
※	本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）」参照。）

d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認結果（島根2号）	
・	【再掲】原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプ、大量送水車及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
・	炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。なお、この場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。
※	本系統の詳細については、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）」参照。）

**e. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水（自主対策）**

確認結果（島根2号）
<p>・ 原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水圧ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>※ 本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）」参照。）</p>

**f. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水（自主対策）**

確認結果（島根2号）
<p>・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、復水輸送系の復水輸送ポンプで原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>※ 本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」参照。）</p>

**g. 消火系による原子炉圧力容器への注水（自主対策）**

確認結果（島根2号）
<p>・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するために、消火系の消火ポンプ又は補助消火ポンプで原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。</p> <p>※ 本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」参照。）</p>

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈）</p> <p>第51条（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備）</p> <p>1 第51条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	
<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>① 原子炉格納容器下部注水設備を整備することを確認。</p>	<p>① 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための設備として、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽及び大量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備すること、また、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を抑制するための設備として、コリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>② 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>② <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車は、互いに多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする</span>ことを確認した。具体的には、「2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて整理。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>③ 当該設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③ 低圧原子炉代替注水ポンプは、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とすることを確認した。具体的には、ペDESTAL代替注水系（常設）は、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備（代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）から給電が可能であること、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）はディーゼル駆動であり、電源を必要としないことを確認した。また、高圧原子炉代替注水ポンプ、ほう酸水注入ポンプ及び低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対処設備に対して多様性を有し、位置的分散が図られた設計とする。また、全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備により給電が可能な設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
<p>ペDESTAL代替注水系（常設）                      低圧原子炉代替注水ポンプ                      低圧原子炉代替注水槽</p> <p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）                      大量送水車                      輪谷貯水槽（西1／西2）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧原子炉代替注水ポンプは、駆動源を常設代替交流電源設備とし、水源を低圧原子炉代替注水槽とすること、大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、互いに多様性を有していること、また、ペDESTAL代替注水系（常設）は、低圧原子炉代替注水槽から格納容器スプレイ・ヘッダまで常設配管とすること、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、可搬型設備を水源から原子炉建物まで接続し、原子炉建物から原子炉格納容器下部まで専用の常設配管とすることで、建屋内の構造上の流路も含め互いに独立性を有していること、さらに、低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置すること、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することにより、互いに位置的分散が図られていること、低圧原子炉代替注水ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備から給電が可能であること、大量送水車はディーゼル駆動であり、電源を必要としないこと</li> </ul>
<p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）                      大量送水車                      輪谷貯水槽（西1／西2）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の大量送水車をディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</li> <li>ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（常設）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（常設）は低圧原子炉代替注水槽を水源とすることで、代替淡水源を水源とするペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）に対して、異なる水源を有する設計とする。</li> <li>ペDESTAL代替注水系（常設）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、格納容器スプレイ・ヘッダによるドライウエル内へのスプレイにより原子炉格納容器下部へ注水することで原子炉格納容器下部に直接注水するペDESTAL代替注水系（可搬型）の流路に対して独立性を有する設計とする。</li> <li>低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</li> <li>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、ペDESTAL代替注水系（常設）並びにペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</li> </ul>
	<p>補足説明資料において、原子炉格納容器下部注水設備の多様性、位置的分散について示されている。（表3.8-2参照）</p>

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）の「ペDESTAL代替注水系（常設）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）」の項目を参照。
ペDESTAL代替注水系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	
格納容器代替スプレイ系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

51条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（可搬型） 大量送水車	以下の設計であることを確認した。 ・ 大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。 ・ 大量送水車を使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、原子炉建物の外壁により隔離される原子炉建物内及び原子炉建物外に複数箇所設置することで位置的分散を図る設計とする。
格納容器代替スプレイ系（可搬型） 大量送水車	

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（可搬型） 大量送水車	以下の設計であることを確認した。 ・ 低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、大量送水車は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
格納容器代替スプレイ系（可搬型） 大量送水車	

2.8.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
ペDESTAL代替注水系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、通常時は大量送水車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
格納容器代替スプレイ系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	※ 本系統の悪影響防止については、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」参照。）
コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 ・ コリウムシールドは、他の設備と独立して設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、コリウムシールドは、スリットを設けることで、原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル床ドレンサンプの原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。



2.8.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車による原子炉格納容器下部への注水は、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に必要な水量を確保できるとともに、溶融炉心が落下した後に溶融炉心を冠水できる設計とする</span> ことを確認した。具体的には、 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部へ接続された常設配管により直接注水すること又はドライウエル内にスプレイした水が原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに、落下後の溶融炉心を冷却するために必要な水量としてペDESTAL水位2.4mを確保できるとともに、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合において、崩壊熱相当以上の注水を行うことにより溶融炉心を冠水できる設計とすること</span> を確認した。
コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 ・ <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">原子炉格納容器下部への注水にあわせて、コリウムシールドを設置することで、溶融炉心のサンプへの流入によるコンクリートの侵食を抑制できる設計とする</span> ことを確認した。具体的には、 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">コリウムシールドは、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合において、格納容器下部への注水と併せて、溶融炉心のサンプへの流入によるコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するため、必要な厚さ及び高さを有する設計とすること</span> を確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）  格納容器代替スプレイ系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、想定される重大事故等時ににおいて、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。 ※ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の悪影響防止については、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」参照。）

### 2.8.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 低圧原子炉代替注水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ ペDESTAL代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 また、ペDESTAL代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.8-11参照）
コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 ・ コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.8-11参照）
ペDESTAL代替注水系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。 ・ また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.8-11参照）
格納容器代替スプレイ系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	※ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の悪影響防止については、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」参照。）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.8-5参照）

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.8-5参照）
格納容器代替スプレイ系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	※ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の悪影響防止については、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」参照。）

## 2.8.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。 ・ 大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 ・ 大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。
格納容器代替スプレイ系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	※ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の悪影響防止については、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」参照。）

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ペDESTAL代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁開閉動作の確認が可能な設計とする。また、ペDESTAL代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.8-6参照）
コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 ・ コリウムシールドは、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.8-7参照）
ペDESTAL代替注水系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ペDESTAL代替注水系（可搬型）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容は示されている。（表3.8-13参照）
格納容器代替スプレイ系（可搬型） 大量送水車 輪谷貯水槽（西1／西2）	※ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）の悪影響防止については、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」に整理されていることを確認した。（「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」参照。）

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（第52条））

技術的能力基準1.9で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第52条及び第43条への適合性を確認する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（第52条）

2.9.1 適合方針	52-2
(1) 設置許可基準規則への適合	52-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処設備の抽出	52-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	52-4
a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化	52-5
b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	52-5
c. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	52-5
d. 格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	52-6
e. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	52-7
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	52-8
2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	52-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	52-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	52-10
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	52-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	52-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	52-11
2.9.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	52-11
2.9.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	52-12
2.9.3 環境条件等	52-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	52-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	52-13
2.9.4 操作性及び試験・検査性について	52-14
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	52-14
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	52-14

## 2.9.1 適合方針

### （1）設置許可基準規則への適合

#### 1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p data-bbox="255 447 982 520">（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p data-bbox="237 535 982 793">第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p data-bbox="219 850 1038 924">① 技術的能力審査基準1.9により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p data-bbox="1062 850 2555 882">① 技術的能力審査基準1.9により抽出された手順毎に重大事故等対処設備等が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1062 940 1739 972">a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化</p> <ul data-bbox="1101 982 1576 1014" style="list-style-type: none"> <li>・窒素ガス制御系【設計基準対象施設】</li> </ul> <p data-bbox="1062 1073 1849 1104">b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給</p> <ul data-bbox="1101 1115 1368 1146" style="list-style-type: none"> <li>・可搬式窒素供給装置</li> </ul> <p data-bbox="1062 1205 2119 1236">c. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <ul data-bbox="1101 1247 1451 1331" style="list-style-type: none"> <li>・格納容器フィルタベント系</li> <li>・可搬式窒素供給装置</li> </ul> <p data-bbox="1062 1390 2421 1421">d. 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</p> <ul data-bbox="1101 1432 1433 1516" style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内水素濃度（SA）</li> <li>・格納容器内酸素濃度（SA）</li> </ul> <p data-bbox="1062 1575 2041 1606">e. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</p> <ul data-bbox="1101 1617 1644 1785" style="list-style-type: none"> <li>・格納容器水素濃度（A系）【自主対策設備】</li> <li>・格納容器水素濃度（B系）</li> <li>・格納容器酸素濃度（A系）【自主対策設備】</li> <li>・格納容器酸素濃度（B系）</li> </ul> <p data-bbox="1062 1837 1629 1869">以下の手順は、自主設備を用いた対策である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>f. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可燃性ガス濃度制御系再結合装置</li> <li>・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ</li> </ul> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「第1.9-2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料1.9.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・代替所内電気設備【57条】電源設備</li> <li>・代替所内電気設備【57条】電源設備</li> <li>・燃料補給設備【57条】電源設備</li> <li>・原子炉格納容器【その他設備】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>



2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等で発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性化した状態を維持する。これらの操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。窒素ガス制御系は設計基準対象施設とすることを確認した。</p>

b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の不活性化。そのために、可搬式窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、原子炉起動時に窒素ガス制御系を用いて原子炉格納容器内を窒素ガスにより置換することから、原子炉運転中において原子炉格納容器内は不活性化した状態が維持されていることを確認した。</p> <p>② 具体的には、窒素ガス代替注入系は、可搬式窒素供給装置、配管・ホース・弁類等で構成し、可搬式窒素供給装置により、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。</p> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.5-1図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化））と追補の概略系統図（第1.9-4図 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 概要図）が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.5-1図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化））に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-1 窒素ガス代替注入系 系統概要図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として配管、弁等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、燃料補給設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-1 窒素ガス代替注入系 系統概要図」）</p>

c. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出。これには、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、格納容器フィルタベント系により放射性物質を低減すること並びに排出経路に第一ベントフィルタ出口水素濃度計及び第一ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することを含む。そのために、格納容器フィルタベント系、可搬式窒素供給装置、第一ベントフィルタ出口水素濃度計及び第一ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器フィルタベント系は、第1ベントフィルタスクラバ容器、第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して、第1ベントフィルタスクラバ容器及び第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガ</li> </ul>

ス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

- ・ 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。
- ・ 排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、第1ベントフィルタ出口配管に第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。第1ベントフィルタ出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.5-2図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出））と追補の概略系統図（第1.9-7図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.5-2図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-3 格納容器フィルタベント系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として配管、弁を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-3 格納容器フィルタベント系 系統概要図」）

#### d. 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

##### 確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。
- ・ 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.5-3図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備））と追補の概略系統図（第1.9-12図 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第9.5-3図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備））に記載されていることを確認した。（原子炉補機代替冷却系を用いた冷却については、48条で整理。）

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-4 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）に関する系統概要図）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、冷却設備として原子炉補機代替冷却水系を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.9-4 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）に関する系統概要図）」）

e. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建物原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。
  - ・ 格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。
  - ・ なお、原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.5-4 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備））と追補の概略系統図（第 1.9-14 図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視）が整合していることを確認。（原子炉補機冷却系を用いた冷却については、48条で整理。）
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第 9.5-4 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.9-5 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）に関する系統概要図）」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、冷却設備として原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.9-5 水素濃度及び酸素濃度監視設備（格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）に関する系統概要図）」）

f. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御（自主対策）

確認結果（島根2号）

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。なお、可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから、炉心の著しい損傷が発生した場合に可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

(2) 設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(解釈) 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備） 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>① 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉運転中は、原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化することを確認した。</p>
<p>&lt;BWR&gt; a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。 ① 原子炉格納容器内を不活性化することを確認。</p>	
<p>&lt;PWRのうち必要な原子炉&gt; b) 水素濃度制御設備を設置すること。 ①水素濃度制御設備を設置することを確認。</p>	<p>該当なし</p>
<p>&lt;BWR及びPWR共通&gt; c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。 e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。 ② 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、以下を確認。 a. 排出経路での水素爆発を防止すること b. 放射性物質の低減設備 c. 水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること c. については、特に以下の点について確認する。</p>	<p>② 水素及び酸素を原子炉格納容器外に排出するために、原子炉格納容器フィルタベント系を設置することを確認した。具体的には以下のとおり確認した。 a. 格納容器フィルタベント系は、あらかじめ配管内を窒素で置換しておくことで、使用時に排出経路内の水素濃度及び酸素濃度が可燃域とならないようにする。 b. 格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減する。 c. 排出経路の配管に第一ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することにより、放射線量率を測定し放射性物質濃度を推定すること、排出経路に第一ベントフィルタ出口水素濃度計を設置することにより水素濃度を監視する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>イ) 水素の測定に係る方針として、測定の目的及び目的を踏まえた計器の設置場所を確認。(a-8. ①、b-2-2. ④及び⑥)</p> <p>ロ) フィルタベント設備による管理放出の実施に当たって、放出する放射能による影響を把握する必要があることから、放出する放射エネルギーを算出していることを確認。(a-8. ①)</p> <p>補足説明資料において、放出する放射エネルギーの推定方法が示されていることを確認。</p> <p>※現状の技術では、放射エネルギーを直接計ることはできず、推定する程度である。例えば、フィルタベント実施時に格納容器内のエリアモニタで炉心状態を確認した上で、炉内蓄積量等の評価に基づいて予め推定し、また、フィルタベント実施中は、希ガスの組成を仮定した上で、フィルタベントのモニタにより推定するなど。</p>	<p>イ) 補足説明資料において、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、システム内の水素滞留を防止する設計としていることから、水素滞留箇所はないため、排出経路に水素濃度計を設置することが示されている。</p> <p>ロ) 第50条の補足説明資料（別添資料-1 別紙9 ベント実施時の放射線監視測定の考え方）において、放射線モニタでの計測値（放射線量率）から、あらかじめ定めた換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する方法が示している。</p>
<p>③ 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置することを確認。</p>	<p>③ 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を連続的に監視できる計測範囲を有し、また、重大事故等が発生した場合において、格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を測定できる計測範囲を有する監視設備として格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（B系）を設けることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、水素濃度計の測定原理、計測範囲等が示されている（参照：「容量設定根拠」、「計装設備の測定原理」）</p>
<p>④ これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>④ 格納容器フィルタベント系、第一ベントフィルタ出口水素濃度計、第一ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、格納容器水素濃度計（SA）、格納容器酸素濃度計（SA）、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）は、代替電源設備から給電できる設計とする。なお、可搬式窒素供給装置は専用の電源を有する設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。なお、格納容器内雰囲気水素濃度計及び格納容器内雰囲気酸素濃度計に用いる原子炉補機代替冷却水系並びに原子炉格納容器フィルタベント系については、43条の設計方針は変わらないため、それぞれ48条、50条で整理する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

### 2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

#### a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備はないが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
格納容器フィルタベント系	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる冷却方式とすることで多様性を有する設計とする。 ・ 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所の位置的分散を図る設計とする。 ・ また、格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。 ・ 格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却系に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却系から供給が可能な設計とする。

#### b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないことを確認した。なお、可搬型重大事故緩和設備として整備する可搬型窒素ガス供給装置については、以下のとおり確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
窒素ガス代替注入系 可搬式窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

#### c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

52条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

#### d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
窒素ガス代替注入系 可搬式窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。 補足説明資料において、可搬式窒素供給装置は第1保管エリア（EL50m）及び第4保管エリア（EL8.5m）に分散して保管することが示されている

2.9.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
窒素ガス代替注入系 可搬式窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬式窒素供給装置は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬式窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器水素濃度計（SA）、格納容器酸素濃度計（SA）、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）は、他の設備と電気的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさないことを確認した。



2.9.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素濃度計（SA）、格納容器酸素濃度計（SA）、格納容器水素濃度計（B系）及び格納容器酸素濃度計（B系）は、計測誤差を考慮した上で、適切な計測範囲を確保していることを確認した。具体的な計測範囲は次のとおり。</li> <li>格納容器内水素濃度計（SA）：0～100vol%</li> <li>格納容器内酸素濃度計（SA）：0～25vol%</li> <li>格納容器水素濃度計（B系）：0～5vol%及び0～100vol%</li> <li>格納容器酸素濃度計（B系）：0～5vol%及び0～25vol%</li> </ul>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
窒素ガス代替注入系 可搬式窒素供給装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、想定される重大事故等時において、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内における水素ガス及び酸素ガスを排出する前までに、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にするために必要な窒素供給容量を確保するため1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</li> </ul>
格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。</li> <li>格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を測定できる設計とする。</li> </ul>

### 2.9.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
窒素ガス代替注入系 可搬式窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.9-2参照）
格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.9-9参照）

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
窒素ガス代替注入系 可搬式窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬式窒素供給装置の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.9-3参照）
格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.9-10参照）

## 2.9.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
窒素ガス代替注入系 可搬式窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>可搬式窒素供給装置は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>可搬式窒素供給装置を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。</li> </ul>
格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。</li> </ul>

### （2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
窒素ガス代替注入系 可搬式窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>可搬式窒素供給装置は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.9-4参照）</p>
格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</li> <li>格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.9-11参照）</p>

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（第53条））

技術的能力基準 1.10 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 53 条及び第 43 条への適合性を確認する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（第53条）

2.10.1 適合方針	53-2
（1）設置許可基準規則への適合	53-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処設備の抽出	53-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	53-3
a. 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度の上昇抑制	53-4
b. 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定	53-4
（2）設置許可基準規則解釈への適合	53-6
2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	53-8
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	53-8
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	53-8
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	53-8
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	53-8
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	53-8
2.10.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	53-9
2.10.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	53-10
2.10.3 環境条件等	53-11
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	53-11
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	53-11
2.10.4 操作性及び試験・検査性について	53-12
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	53-12
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	53-12

2.10.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要なとなる重大事故等対処設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)</p> <p>第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準1.10により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準1.10により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備</p> <p>a. 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 静的触媒式水素処理装置</li> <li>・ 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度</li> </ul> <p>b. 原子炉建物内の水素濃度監視</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建物水素濃度</li> </ul> <p>以下の手順は、自主対策設備を用いた対策である。</p> <p>c. 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 輪谷貯水槽（西1／西2）</li> </ul> <p>d. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガスの排出</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル</li> <li>・ 大型送水ポンプ車</li> </ul> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表1.10-2 重大事故等対処設備に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料1.10-1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設の要求に対する適合は、2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建物原子炉棟【その他設備】</li> <li>・常設代替直流電源設備【57条】</li> <li>・可搬型代替直流電源設備【57条】</li> <li>・常設代替交流電源設備【57条】</li> <li>・可搬型代替交流電源設備【57条】</li> <li>・代替所内電気設備【57条】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。 (設備の目的)</p>
<p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p>(機能喪失の想定)</p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p>(系統構成)</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p>(その他の設備)</p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt; 例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。 (ただし(設備の目的)①に整理された重大事故等対処設備を除く。)</p>

a. 静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	原子炉建物内の水素濃度上昇の抑制。そのために、電源を必要としない静的触媒式水素処理装置並びに静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
②	<p>具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を使用する。</li> <li>静的触媒式水素処理装置は、運転員の起動操作を必要とせずに、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。</li> <li>静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素処理装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に水素が漏えいした場合を想定していることを確認した。
（系統構成）	
④	手順としての系統構成は行わないため、該当なし。
⑤	<p>①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第9.6-1図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備構造図（静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制））及び（第9.6-2図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図（静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制））に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-1 静的触媒式水素処理装置概要図」及び図3.10-2 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図）</p>
（その他の設備）	
⑥	<p>①以外で、流路として原子炉建物原子炉棟を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-1 静的触媒式水素処理装置概要図」及び図3.10-2 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図）</p>

b. 原子炉建物内の水素濃度監視

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	原子炉建物内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建物水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
②	<p>具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、水素濃度制御設備である静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を使用する。</li> <li>原子炉建物水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内へ漏えいした水素を測定する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としての系統構成は行わないため、該当なし。
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第9.6-3図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図（原子炉建物水素濃度監視設備による水素濃度測定））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-3 原子炉建物水素濃度の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉建物原子炉棟を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-3 原子炉建物水素濃度の系統概要図」）

**c. 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）（自主対策）**

確認結果（島根2号）

- ・ ドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和し、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制するために、原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却する原子炉ウェル代替注水系を設置する。原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水、若しくは海水を、大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

**d. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガスの排出（自主対策）**

確認結果（島根2号）

- ・ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを設置し、仮に原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉建物原子炉棟4階天井付近の水素ガスを外部へ排出することで、水素ガスの原子炉建物原子炉棟内滞留を防止する設計とする。なお、本設備を用いた操作は、放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合において、水素ガスを排出することで原子炉建物原子炉棟内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。



（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈） 第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備） 1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。 ① 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置することを確認。</p>	<p>① 静的触媒式水素処理装置は、水素ガスの効率的な除去を考慮して原子炉建物原子炉棟4階壁面近傍等に分散させた配置とすること、静的触媒式水素処理装置の台数の設定に当たっては、水素ガス発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する量（約1000kg）、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値（10%/日）とし、ガス状水素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建物原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計（18個）とすることを確認した。 補足説明資料において、静的触媒式水素再結合装置の効果（GOTHIC解析）が示されており、水素濃度は可燃限界未満（4vol%未満）であることを確認した。（参照：別添資料-3「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備について」）</p>
<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。 ② 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置することを確認。</p>	<p>② 原子炉建物水素濃度計は、原子炉建物原子炉棟内に分散させた配置とし、計測誤差を考慮した上で、0～10vol%又は0～20vol%を計測範囲としていることにより適切な計測範囲を確保していることを確認した。 原子炉建屋水素濃度計の設計方針について、以下のとおり確認した。 ・ 監視設備（水素濃度監視）として、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる原子炉建物内水素濃度計を設置する。 ・ 原子炉建屋内水素濃度計は、水素の可燃限界4vol%を測定できる計測範囲を有する設計とする。 補足説明資料において、原子炉建屋内水素濃度計の計測範囲0～10vol%（触媒式水素検出器）0～20vol%（熱伝導式水素検出器）が示されており、水素の可燃限界である4vol%に対して十分であることを確認した。（参照：表3.10-7 主要設備の仕様）</p>
<p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
③ これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。	③ 静的触媒式水素処理装置入口温度計、静的触媒式水素処理装置出口温度計及び原子炉建物水素濃度計は代替電源設備であるSA用115V系蓄電池等から給電できることを確認した。

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備はないが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度、原子炉建物水素濃度	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度と原子炉建物水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。</li> <li>・ また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。</li> <li>・ 原子炉建物水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により作動できる設計とする。</li> </ul>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

53条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

2.10.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
静的触媒式水素処理装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素処理装置は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、重大事故等時の水素ガス及び酸素ガスの再結合反応による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</li> <li>静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟4階壁面近傍等に設置し、他の設備と独立して作動する設計とするとともに、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計は、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度計及び静的触媒式水素処理装置出口温度計は水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</li> <li>静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置内の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素処理装置の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.10.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
静的触媒式水素処理装置 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 静的触媒式水素処理装置は、水素ガスの効率的な除去を考慮して原子炉建物原子炉棟4階壁面近傍等に分散させた配置とすること、静的触媒式水素処理装置の台数の設定に当たっては、水素ガス発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する量（約1000kg）、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値（10%/日）とし、ガス状よう素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建物原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計（18個）とすることを確認した。</li> <li>・ 静的触媒式水素処理装置は、想定される重大事故等時において、有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する水素ガス（約1000kg）が、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において、ガス状よう素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても、原子炉建物原子炉棟の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。</li> <li>・ また、静的触媒式水素処理装置は、原子炉建物原子炉棟内の水素ガスの効率的な除去を考慮して分散させ、適切な位置に配置する。</li> <li>・ 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。</li> </ul>
原子炉建屋内水素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建物水素濃度計は、原子炉建物原子炉棟内に分散させた配置とし、計測誤差を考慮した上で、0～10vol%又は0～20vol%を計測範囲としていることにより適切な計測範囲を確保していることを確認した。</li> <li>・ 原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟4階の壁面及び天井付近に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を測定できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟4階以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアに設置するとともに非常用ガス処理系吸込配管近傍にも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。</li> </ul>

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

### 2.10.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>静的触媒式水素処理装置は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とする。</li> <li>静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、中央制御室で監視が可能な設計とする。</li> </ul>

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

#### 2.10.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>静的触媒式水素処理装置は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とする。</li> <li>静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度は、中央制御室で監視が可能な設計とする。</li> </ul>

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
静的触媒式水素処理装置 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>静的触媒式水素処理装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として触媒カートリッジの水素処理性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.10-4及び表3.10-5参照）</p>
原子炉建屋内水素濃度計	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物水素濃度は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.10-9参照）</p>

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（第54条））

技術的能力基準 1.11 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 54 条及び第 43 条への適合性を確認する。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（第54条）

2.11.1 適合方針	54-3
（1）設置許可基準規則への適合	54-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	54-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	54-6
i）燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備	54-7
(1) 燃料プール代替注水	54-7
a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水	54-7
b. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	54-8
ii）燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備	54-9
(1) 燃料プールのスプレイ	54-9
a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ	54-9
b. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	54-10
(2) 大気への放射性物質の拡散抑制	54-11
a. 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制	54-11
iii）重大事故等時の燃料プールの監視に用いる設備	54-12
a. 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視	54-12
iv）燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備	54-13
a. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	54-13
（2）設置許可基準規則解釈への適合	54-14
2.11.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	54-18
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	54-18
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	54-18
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	54-19
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	54-19
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	54-19
2.11.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	54-20
2.11.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	54-21
2.11.3 環境条件等	54-23
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	54-23
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	54-24



2.11.4 操作性及び試験・検査性について .....	54-25
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） .....	54-25
（2）試験・検査（第43条第1項第3号） .....	54-27

2.11.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号） <sup>1</sup>
<p>(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.11 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.11 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>(1) 燃料プール代替注水</p> <p>a. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 常設スプレイヘッド</li> <li>・ 可搬型ストレーナ</li> <li>・ 燃料補給設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>b. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 可搬型スプレイノズル</li> <li>・ 可搬型ストレーナ</li> <li>・ 燃料補給設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>ii) 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備</p>

※ 審査書の記載においては、「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「燃料プール」と言い換えている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号） <sup>1</sup>
	<p>(1) 燃料プールのスプレイ</p> <p>a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 常設スプレイヘッド</li> <li>・ 可搬型ストレーナ</li> <li>・ 燃料補給設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>b. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 可搬型スプレイノズル</li> <li>・ 可搬型ストレーナ</li> <li>・ 燃料補給設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>(2) 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a. 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大型送水ポンプ車</li> <li>・ 放水砲</li> </ul> <p>iii) 重大事故等時の燃料プールの監視に用いる設備</p> <p>a. 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プール水位・温度（SA）</li> <li>・ 燃料プール水位（SA）</li> <li>・ 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）</li> <li>・ 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 所内常設蓄電式直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 常設代替直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型直流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>iv) 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備</p> <p>a. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プール冷却ポンプ</li> <li>・ 燃料プール冷却系熱交換器</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備</li> <li>・ 大型送水ポンプ車</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号） <sup>1</sup>
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 燃料補給設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「1. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補（以下、「追補」という）の「第1.11-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料1.11.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準，基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・ 燃料プール</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

## 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内常設蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(1) 燃料プール代替注水

a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水）として、大量送水車、常設スプレイヘッド、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。
  - ・使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。
  - ・燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-1図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ））と、追補の概略系統図（第1.11-5図 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第4.3-1図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-3及び図3.11-4 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、燃料プール等を使用することを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-3及び図3.11-4 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図」）

b. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水）として、大量送水車、可搬型スプレイノズル、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、大量送水車、可搬型スプレイノズル、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。
  - ・使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。
  - ・燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-2図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ））と、追補の概略系統図（第1.11-7図 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第4.3-2図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-1 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-1 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図」）

ii) 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(1) 燃料プールのスプレイ

a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ）として、大量送水車、常設スプレイヘッド、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、大量送水車、常設スプレイヘッド、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールのスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。
  - ・スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。
  - ・燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-1図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ））と、追補の概略系統図（第1.11-5図 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第4.3-1図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水及びスプレイ））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-3及び図3.11-4 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、燃料プール等を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-3及び図3.11-4 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図」）



b. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ）として、大量送水車、可搬型スプレイノズル、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、大量送水車、可搬型スプレイノズル、ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大量送水車により、代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。
  - ・スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。
  - ・燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大量送水車により海を利用できる設計とする。また、大量送水車は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-2図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ））と、追補の概略系統図（第1.11-7図 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第4.3-2図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-1 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-1 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図」）

(2) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制）として、大型送水ポンプ車、放水砲、ホース等を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車、放水砲、ホースで構成し、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。
  - その他、原子炉建物放水設備の詳細については、「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条）」において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位の異常な低下により、燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-3図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））と、追補の概略系統図（第1.12-1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第4.3-3図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.12-1 大気への放射性物質の拡散抑制 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、水源として、海を使用することを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.12-1 大気への放射性物質の拡散抑制 系統概要図」）

iii) 重大事故等時の燃料プールの監視に用いる設備

a. 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視）として、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
  - ・燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等時の燃料プールの状態を監視できる設計とする。
  - ・燃料プール水位（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において、燃料プールの状態を監視する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 監視カメラに関する系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-4図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視））に記載されていることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第4.3-4図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視））に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.11-12 燃料プール監視設備の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、常設代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型直流電源設備等を、重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
 補足説明資料（54-2）において、単線結線図が示されている。（参照：「図1 単線結線図」）

iv) 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備

a. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プール冷却系による燃料プールの除熱）として、燃料プール冷却系を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・燃料プール冷却系は、ポンプ、熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで、燃料プールを冷却できる設計とする。
  - ・燃料プール冷却系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系を用いて、燃料プールを除熱できる設計とする。
  - ・燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器を搭載した移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、移動式代替熱交換設備を屋外の接続口より原子炉補機冷却系に接続し、大型送水ポンプ車により移動式代替熱交換設備に海水を送水することで、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。
  - ・燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 4.3-5 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール冷却系による燃料プールの除熱（燃料プール冷却系）））と、追補の概略系統図（第 1.11-13 図 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 4.3-5 図 燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール冷却系による燃料プールの除熱（燃料プール冷却系）））に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図 3.11-6 及び図 3.11-7 燃料プール冷却系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、燃料補給設備等を、重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図 3.11-6 及び図 3.11-7 燃料プール冷却系 系統概要図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈）</p> <p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>① 本規程第37条3-1(a)</p> <p>想定事故1「使用済燃料貯蔵層の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対する想定がなされていることを確認。</p> <p>② 本規程第37条3-1(b)</p> <p>想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵層内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故」に対する想定がなされていることを確認。</p>	<p>①について以下のとおり、想定事故1に対する想定がされていることを確認した。</p> <p>a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合を想定し、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用する設計とする。</p> <p>b. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合を想定し、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用する設計とする。</p> <p>②について以下のとおり、想定事故2に対する想定がされていることを確認した。</p> <p>燃料プールは、燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール戻り配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール戻りラインの逆止弁にサイフォンブレイク配管を設ける設計とする。</p>
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>③代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備することを確認。</p> <p>④代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持できることを確認。</p>	<p>③について以下のとおり、代替注水設備を配備する方針であることを確認した。</p> <p>燃料プールへの代替注水。そのために、大量送水車、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル及び可搬型ストレーナを重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、スロッシングによる燃料プールの水位低下に伴う空間線量率の上昇を考慮して、可搬型設備を用いた対策に加え、常設設備を用いた多様性のある対策を整備する方針は妥当であることを確認している。</p> <p>④について以下のとおり、代替注水設備を設計する方針であることを確認した。</p> <p>代替注水設備は、残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に、大量送水車により、代替淡水源の水を燃料プールスプレイ系配管等から燃料プールへ注水することで、燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p>
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること</p> <p>⑤スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備することを確認。</p> <p>⑥スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであることを確認。</p>	<p>⑤について以下のとおり、スプレイ設備を配備する方針であることを確認した。</p> <p>燃料プールへのスプレイ。そのために、大量送水車、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル及び可搬型ストレーナを重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、スロッシングによる燃料プールの水位低下に伴う空間線量率の上昇を考慮して、可搬型設備を用いた対策に加え、常設設備を用いた多様性のある対策を整備する方針は妥当であることを確認している。</p> <p>⑥について以下のとおり、スプレイ設備を設計する方針であることを確認した。</p> <p>a. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用する。代替淡水源の水を燃料プールスプレイ系配管等を経由して常設スプレイヘッドから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>⑦燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備していることを確認。</p>	<p>b. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ                      燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用する。代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイノズルから燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>なお、スロッシングによる燃料プールの水位低下に伴う空間線量率の上昇を考慮して、可搬型設備を用いた対策に加え、常設設備を用いた多様性のある対策を整備する方針は妥当であることを確認している。</p> <p>⑦について以下のとおり、放射性物質の放出を低減するための設備を配備する方針であることを確認した。</p> <p>a. 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制                      燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位の異常な低下により、燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を使用する。原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。</p>
<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> <p>⑧使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であることを確認。</p>	<p>⑧について以下のとおり、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であることを確認した。</p> <p>燃料プールの監視設備として、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）を使用する。</p> <p>燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。また、燃料プール監視カメラ（SA）は、想定され</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>⑨これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p> <p>⑩燃料プールの状態をカメラにより監視できることを確認。</p>	<p>る重大事故等時の燃料プールの状態を監視できる設計とする。 また、燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等時の燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>⑨について以下のとおり、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすることを確認した。</p> <p>燃料プール水位（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>⑩について以下のとおり、燃料プールの状態をカメラにより監視できることを確認した。</p> <p>燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等時の燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）



2.11.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	燃料プールの監視設備は代替電源設備である常設代替交流電源設備等からの給電に対応した設計とすることを確認した。 以下の設計方針であることを確認した。 ・燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、燃料プール水位、燃料プール冷却ポンプ入口温度、燃料プール温度、燃料取替階エリア放射線モニタ及び燃料取替階放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、燃料プール水位（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は非常用交流電源設備に対して、多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。
燃料プール冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 ・燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大量送水車	大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））又は海水とすることにより、駆動源が非常用交流電源設備であり、水源がサプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車は屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して位置的分散が図られていることを確認した。 以下の設計方針であることを確認した。 ・燃料プールのプレイ系（常設プレイヘッド）及び燃料プールのプレイ系（可搬型プレイノズル）は、残留熱除去系及び燃料プール冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、大量送水車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系及び燃料プール冷却系に対して多様性を有する設計とする。 ・燃料プールのプレイ系（常設プレイヘッド）及び燃料プールのプレイ系（可搬型プレイノズル）は、代替淡水源を水源とすることで、燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却系の冷却機能並びにサプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系の補給機能に対して異なる水源を有する設計とする。 補足説明資料において、設計基準事故対処設備と燃料プール代替注水系の多様性、位置的分散について示されている。（参照：表3.11-7、表3.11-14）
原子炉補機代替冷却系	以下の設計方針であることを確認した。

	<p>・ 燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、移動式代替熱交換設備を常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とし、大型送水ポンプ車をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の多様性、位置的分散について示されている。（参照：表 3.11-24）</p>
--	--

**c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）**

54 条で整理する常設重大事故等対処設備は、2 以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）**

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

54 条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根 2 号）
大量送水車	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</li> </ul>
原子炉補機代替冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</li> </ul>

**e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）**

54 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根 2 号）
大量送水車	<p>大量送水車は、駆動源をディーゼル駆動とし、水源を淡水（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））又は海水とすることにより、駆動源が非常用交流電源設備であり、水源がサプレッション・チェンバである設計基準事故対処設備の残留熱除去ポンプに対して多様性を有していること、また、大量送水車は屋外に保管することにより、原子炉建物内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大量送水車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の残留熱除去ポンプ及び燃料プール冷却ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>
原子炉補機代替冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、原子炉建物から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建物内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却系熱交換器及び屋外の原子炉補機海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

2.11.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、他の設備と独立して使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
燃料プール冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
原子炉補機代替冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、通常時は移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）と原子炉補機代替冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.11.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
燃料プール水位・温度（SA）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プール水位・温度（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。
燃料プール水位（SA）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プール水位（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とする。
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。
燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等時において赤外線機能により燃料プールの状況が把握できる設計とする。
燃料プール冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が、想定される重大事故等時において、燃料プール内に貯蔵する使用済燃料及び MOX 新燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして、1セット1台使用する。保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。
可搬型スプレイノズル	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型スプレイノズルは、想定される重大事故等時において、燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するもの及び燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止することができるものとして1セット1個使用する。保有数は、2セット2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する。

<p>原子炉補機代替冷却系</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却系熱交換器等で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は、必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備1セット1台と大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。また、屋内の接続口を使用する場合は、大型送水ポンプ車1セット1台を使用する。移動式代替熱交換設備の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は、2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を同時に使用するため、各システムの必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</li> </ul>
-------------------	---

### 2.11.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
燃料プールのプレイ系（常設プレイヘッド）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>常設プレイヘッドは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>常設プレイヘッドを使用した代替注水及びプレイは、スロッシング又は燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも、被ばく低減の観点から原子炉建物の外で操作可能な設計とする。</li> <li>燃料プールのプレイ系（常設プレイヘッド）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</li> </ul>
燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>燃料プール監視カメラ用冷却設備は、原子炉建物付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>燃料プール監視カメラ用冷却設備の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建物付属棟内で可能な設計とする。</li> </ul>
燃料プール冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プールのプレイ系（常設プレイヘッド）及び燃料プールのプレイ系（可搬型プレイノズル）の大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>
燃料プールのプレイ系（可搬型プレイノズル）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プールのプレイ系（可搬型プレイノズル）の可搬型プレイノズルは、原子炉建物原子炉棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>燃料プールのプレイ系（可搬型プレイノズル）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</li> </ul>
原子炉補機代替冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>移動式代替熱交換設備の海水通水側及び大型送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の淡水通水側は淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先して使用することで、設備への影響を考慮する。</li> </ul>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
燃料プール冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> <li>燃料プール冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</li> </ul>

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul>
燃料プールスプレイ系（可搬型）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型スプレイノズルは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。また、設置場所への据付けが困難な作業環境に備え、常設のスプレイヘッドを設ける。</li> </ul>
原子炉補機代替冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</li> <li>原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</li> <li>大型送水ポンプ車の移動式代替熱交換設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul>

## 2.11.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。
燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・ 燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）は、想定される重大事故等時において、操作を必要とすることなく中央制御室から監視が可能な設計とする。 ・ 燃料プール監視カメラ用冷却設備は、想定される重大事故等時においても、原子炉建物付属棟内で弁及び付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。
燃料プール冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プール冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ 燃料プール冷却ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。 ・ 大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 ・ 大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。
燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・ 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルとホースの接続については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、ホースの接続については、接続方式を統一する設計とする。 ・ 可搬型スプレイノズルは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。
原子炉補機代替冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やか



	<p>に切り替えられる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 原子炉補機代替冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>・ 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車を接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車と移動式代替熱交換設備との接続は、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また、ホースの接続については、接続方式を統一する設計とする。</li> </ul>
--	--

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）の常設スプレイヘッド及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の可搬型スプレイノズルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.11-5、表3.11-12）</p>
燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.11-29）</p>
燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール監視カメラ（SA）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.11-29）</p>
燃料プール冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。</li> <li>燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.11-19）</p>
原子炉補機代替冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却系で使用する原子炉補機代替冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> <li>原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備の移動式代替熱交換設備淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（参照：表3.11-20）</p>

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条））

技術的能力基準 1.12 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 55 条及び第 43 条への適合性を確認する。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条）

2.12.1 適合方針	55-2
(1) 設置許可基準規則への適合	55-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	55-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	55-4
i) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備	55-5
a. 大気への放射性物質の拡散抑制	55-5
a-1. 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制	55-5
b. 海洋への放射性物質の拡散抑制	55-6
b-1. 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制	55-6
ii) 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備	55-7
c. 航空機燃料火災への泡消火	55-7
c-1. 原子炉建物放水設備による航空機燃料火災への泡消火	55-7
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	55-8
2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	55-9
a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）	55-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	55-9
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	55-9
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	55-9
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	55-9
2.12.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	55-10
2.12.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	55-11
2.12.3 環境条件等	55-12
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	55-12
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	55-12
2.12.4 操作性及び試験・検査性について	55-13
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	55-13
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	55-14

2.12.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)</p> <p>第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.12 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.12 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備</p> <p>a. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a-1. 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大型送水ポンプ車</li> <li>・ 放水砲</li> <li>・ 燃料補給設備                   【57 条】電源設備</li> </ul> <p>b. 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b-1. 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質吸着材</li> <li>・ シルトフェンス</li> <li>・ 小型船舶</li> </ul> <p>(2) 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備</p> <p>c. 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>c-1. 原子炉建物放水設備による航空機燃料火災への泡消火</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大型送水ポンプ車</li> <li>・ 放水砲</li> <li>・ 泡消火薬剤容器</li> <li>・ 燃料補給設備                   【57 条】電源設備</li> </ul> <p>なお、必要な監視項目及び監視計器について、「追補 1「1. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補（以下、「追補」という）」の「第 1.12-2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>添付資料 1.12.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、9.7.2.1 多様性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・ ホース</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43 条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

## 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

a. 大気への放射性物質の拡散抑制

a-1. 原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を使用する。
  - ・ 原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車、放水砲、ホース等で構成し、大型送水ポンプ車により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建物へ放水できる設計とする。
  - ・ 大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建物に向けて放水できる設計とする。
  - ・ 大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.7-1図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））と追補の概略系統図（第1.12-1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.7-1図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3-1 大気への放射性物質の拡散抑制 概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、ホースを使用することを確認した。

b. 海洋への放射性物質の拡散抑制

b-1. 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を使用する。
- ・ 海洋拡散抑制設備は、放射性物質吸着材、シルトフェンス等で構成する。
- ・ 放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、雨水排水路集水柵3箇所に設置できる設計とする。
- ・ シルトフェンスは、汚染水が発電所から海洋に流出する2箇所（2号炉放水接合槽及び輪谷湾）に設置できる設計とし、輪谷湾は小型船舶により設置できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の配置概要図（第9.7-2図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置図概要図（海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制））と追補の概略系統図（第1.12-6図 放射性物質吸着材の設置位置図、第1.12-8図 シルトフェンス設置位置図）が整合していることを確認した。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.7-2図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置図概要図（海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3-2 海洋への放射性物質の拡散抑制 概略系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。



ii) 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

c. 航空機燃料火災への泡消火

c-1. 原子炉建物放水設備による航空機燃料火災への泡消火

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、原子炉建物放水設備を使用する。
  - ・ 原子炉建物放水設備は、大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、ホース等で構成し、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを經由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とする。
  - ・ 大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.7-3図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建物放水設備による航空機燃料火災への泡消火））と追補の概略系統図（第1.12-12図 航空機燃料火災への対応の概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.7-3図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建物放水設備による航空機燃料火災への泡消火））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3-3 航空機燃料火災への泡消火 概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、ホースを使用することを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈）</p> <p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p> <p>①原子炉建屋に放水できる設備を配備することを確認。</p> <p>②放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できることを確認。</p> <p>③放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なことを確認。</p>	<p>①放水設備による原子炉建物への放水。そのために、大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>②航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、大型送水ポンプ車、泡消火薬剤容器等により泡消火薬剤を混合し、放水砲による泡消火ができる仕様であることを確認した。具体的には、大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、ホース等で構成し、大型送水ポンプ車により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建物周辺へ放水できる設計とすることを確認した。</p> <p>③大型送水ポンプ車、放水砲等は、移動又は車両により運搬でき、航空機燃料火災に対応するため、複数の方向から原子炉建物周辺に向けて放水できる設計とすることを確認した。</p>
<p>④放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備することを確認。</p>	<p>④大型送水ポンプ車は、1台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台）、放水砲は、1台（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2台）を保管することを確認した。</p>
<p>⑤海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備することを確認。</p>	<p>⑤原子炉建物への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備はないことを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器、	大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、原子炉建物から離れた屋外に保管することを確認した。
放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶	放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、原子炉建物から離れた屋外に保管することを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

55条で整理する常設重大事故等対処設備はないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置することを確認した。

55条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

55条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大型送水ポンプ車、放水砲、泡消火薬剤容器、	大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、原子炉建物から離れた屋外に保管することを確認した。
放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶	放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、原子炉建物から離れた屋外に保管することを確認した。

### 2.12.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器、	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 放水砲は、放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車及び放水砲は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 放射性物質吸着材は、透過性を考慮した設計とすることで、雨水排水路集水柵等からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.12.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故等対処設備はないことを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大型送水ポンプ車及び放水砲は、想定される重大事故等時において、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して、移動等ができる設計とする。</li> <li>・ 放水砲による直状放射により原子炉建物の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを1セット1台使用する。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車及び放水砲の保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</li> <li>・ 泡消火薬剤容器は、航空機燃料火災に対応するため、大型送水ポンプ車に接続することで泡消火できるものを1セット5個に加えて、泡消火薬剤容器の破損時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を保管する。</li> </ul>
放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質吸着材は、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、雨水排水路集水柵3箇所に設置する。</li> <li>・ 放射性物質吸着材の保有数は、各設置場所に対して1組を保管する。</li> <li>・ シルトフェンスは、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。</li> <li>・ シルトフェンスの保有数は、各設置場所の幅に応じて必要な本数計34本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して2本を保管する。</li> <li>・ 小型船舶は、想定される重大事故等時において、設置場所にシルトフェンスを設置するために対応できる容量として、1セット1台使用する。</li> <li>・ 小型船舶の保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</li> </ul>

### 2.12.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> <li>大型送水ポンプ車及び放水砲は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。</li> <li>大型送水ポンプ車は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.12-2参照）</p>
放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>放射性物質吸着材は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。</li> <li>シルトフェンスは海に設置し、小型船舶は海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。</li> <li>小型船舶の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.12-2参照）</p>

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.12-3参照）</p>

## 2.12.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、大型送水ポンプ車及び放水砲は設置場所にて輪留めにより固定等ができる設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器の接続は、簡便な接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から放水できる設計とする。</li> </ul>
放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質吸着材及びシルトフェンス及び小型船舶は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・ 放射性物質吸着材は、車両により屋外のアクセスルートを通行して設置場所に運搬可能な設計とするとともに、容易に設置できる設計とする。</li> <li>・ シルトフェンスは、車両により屋外のアクセスルートを通行して設置場所に運搬可能な設計とするとともに、小型船舶を用いて設置できる設計とする。</li> <li>・ 小型船舶は、車両により屋外のアクセスルートを通行して設置場所に運搬可能な設計とするとともに、使用場所において、操作スイッチにより起動し、容易に操縦できる設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大型送水ポンプ車及び放水砲は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>・ 泡消火薬剤容器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、内容量及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.12-4、表3.12-5及び表3.12-6参照）</p>
放射性物質吸着材、シルトフェンス及び小型船舶	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質吸着材及びシルトフェンスは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 小型船舶は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、動作及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.12-7及び表3.12-8参照）</p>



島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等の収束に必要な水の供給設備（第56条））

技術的能力基準 1.13 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第56条及び第43条への適合性を確認する。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備（第56条）

2.13.1 適合方針	56-2
（1）設置許可基準規則への適合	56-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	56-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	56-5
2）－1 重大事故等の収束に必要な水源	56-5
a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段と設備【47条】、【49条】、【51条】	56-5
b. サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備【45条】、【47条】、【48条】、【49条】、【51条】	56-6
c. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備【44条】	56-6
d. 代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を水源とした対応手段と設備【47条】、【48条】、【50条】、【51条】、【52条】、【54条】	56-7
e. 海を水源とした場合に用いる設備【47条】、【48条】、【50条】、【51条】、【52条】、【54条】	56-7
2）－2 水源へ水を供給するための設備	56-8
a. 低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備	56-8
（2）設置許可基準規則解釈への適合	56-9
2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	56-11
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	56-11
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	56-11
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	56-11
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	56-11
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	56-12
2.13.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	56-12
2.13.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	56-13
2.13.3 環境条件等	56-14
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	56-14
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	56-14
2.13.4 操作性及び試験・検査性について	56-15
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	56-15
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	56-15

2.13.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準1.13により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準1.13により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 水源を利用した対応手段と設備</p> <p>a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段と設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽（重大事故等対処設備）</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）</li> <li>・ ペDESTAL代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）</li> </ul> <p>【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備、【51条】原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</p> <p>b. サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッション・チェンバ</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却ポンプ）</li> <li>・ 高圧原子炉代替注水系（高圧原子炉代替注水ポンプ）</li> <li>・ 高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ・ポンプ）</li> </ul> <p>【45条】原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等、【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備、【51条】原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備</p> <p>c. ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ほう酸水貯蔵タンク（重大事故等対処設備）</li> <li>・ ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）</li> </ul> <p>【44条】緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等、【45条】原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等、【51条】原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備、【50条】原子炉格納容器の過圧破損を防</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>止するための手順等、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</p> <p>d. 代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を水源とした対応手段と設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）（代替淡水源）</li> <li>・ 大量送水車</li> <li>・ 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）</li> </ul> <p>【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備、【50条】原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等、【52条】水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等、【54条】使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>e. 海を水源とした場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用取水設備（取水口、取水管、取水槽）</li> <li>・ 大型送水ポンプ車</li> <li>・ 大量送水車</li> </ul> <p>【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備、【50条】原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等、【52条】水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等、【54条】使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等、【55条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>その他、自主対策として、以下の水源を用いた対応手段を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備                     <p>【45条】原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</p> </li> <li>・ 補助消火水槽を水源とした対応手段と設備                     <p>【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備、【54条】使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> </li> <li>・ ろ過水タンクを水源とした対応手段と設備                     <p>【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【49条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備、【54条】使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> </li> <li>・ 純水タンクを水源とした対応手段と設備                     <p>【47条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するため</p> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>の手順等、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備、【50条】原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等、【51条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等、【52条】水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等、【54条】使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>（2）水源へ水を供給するための設備</p> <p>a. 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手段と設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車</li> </ul> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所内常設蓄電式直流電源設備【57条】</li> <li>・ 非常用交流電源設備【57条】</li> <li>・ 燃料補給設備【57条】</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】</li> <li>・ 非常用取水設備【その他設備】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

## 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p>(設備の目的)</p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p>(機能喪失の想定)</p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p>(系統構成)</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p>(その他の設備)</p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例： 高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p> <p>⑦ ⑥で示す系統構成で水源の優先順位が明確になっていることを確認。</p>

### 2) - 1 重大事故等の収束に必要となる水源

#### a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段と設備【47条】、【49条】、【51条】

確認結果（島根2号）
<p>(設備の目的)</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水。そのために、低圧原子炉代替注水ポンプ及び低圧原子炉代替注水槽を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の水源として、低圧原子炉代替注水槽を使用する。</li> </ul>
<p>(機能喪失の想定)</p> <p>③ ②にあるとおり、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合であることを確認した。</p>
<p>(系統構成)</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-1図）とまとめ資料の概要図（第3.13-1図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ で示す設備が概略系統図概略系統図（第5.7-1図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p>
<p>(その他の設備)</p> <p>⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。</p>

b. サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備【45条】、【47条】、【48条】、【49条】、【51条】

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の高圧原子炉代替注水系又は原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧原子炉代替注水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去ポンプ及びサプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。
②	具体的に、以下のとおり設計することを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード、格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）の水源として、サプレッション・チェンバを使用することを確認した。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	②にあるとおり、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合であることを確認した。
（系統構成）	
④	系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-2図）とまとめ資料の概要図（第3.13-2図）が整合していることを確認。
⑤	で示す設備が概略系統図概略系統図（第5.7-2図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）
（その他の設備）	
⑥	①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

c. ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備【44条】

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	（44条審査書案より再掲）ほう酸水注入系を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。
②	具体的に、以下のとおり設計することを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として、ほう酸水貯蔵タンクを使用することを確認した。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	②にあるとおり、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合であることを確認した。
（系統構成）	
④	系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-3図）とまとめ資料の概要図（第3.13-3図）が整合していることを確認。
⑤	で示す設備が概略系統図概略系統図（第5.7-3図）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）
（その他の設備）	
⑥	①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

d. 代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を水源とした対応手段と設備【47条】、【48条】、【50条】、【51条】、【52条】、【54条】

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）からの注水。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
②	<p>具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を使用する。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	②にあるとおり、想定される重大事故等時において、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合であることを確認した。
（系統構成）	
④	系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-4図）とまとめ資料の概要図（第3.13-4図）が整合していることを確認。
⑤	<p>で示す設備が概略系統図概略系統図（第5.7-4図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p>
（その他の設備）	
⑥	①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

e. 海を水源とした場合に用いる設備【47条】、【48条】、【50条】、【51条】、【52条】、【54条】

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は燃料プールへの大量送水車による海水の注水。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、淡水から海水への水源切替。そのために、大量送水車及び構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）（※）を新たに重大事故等対処設備として整備する。（※）輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺で土石流が発生した場合には、水源を海に切り替える必要があることから、構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）により土石流の発生状況を確認する。
②	<p>具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧原子炉代替注水系（可搬型）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）の水源として、また、燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。</li> <li>大量送水車は、海水を各系統へ供給できる設計とする。また、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車及び原子炉建物放水設備の大型送水ポンプ車の水源として、海を使用する。</li> <li>大量送水車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	②にあるとおり、想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-5図）とまとめ資料の概要図（第3.13-5図）が整合していることを確認。
- ⑤ で示す設備が概略系統図概略系統図（第5.7-5図）に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

## 2) - 2 水源へ水を供給するための設備

### a. 低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 低圧原子炉代替注水槽への淡水の補給。そのために、大量送水車及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 低圧原子炉代替注水槽へ水を供給するための設備重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。
  - ・ 大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の淡水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。
  - ・ また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、重大事故等の収束に必要な水源である低圧原子炉代替注水槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として、大量送水車を使用する。
  - ・ 大量送水車は、海水を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。大量送水車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ ②にあるとおり、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-10図）とまとめ資料の概要図（第3.13-10図）が整合していることを確認。
- ⑤ で示す設備が概略系統図概略系統図（第5.7-4図）に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。



（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈）                      第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）                      1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>① 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できることを確認。</p>	<p>① 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できることを確認した。具体的には以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</li> <li>・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ及びほう酸水貯蔵タンクを設ける。これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を設ける。また、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合に、海を水源として利用できる設計とする。</li> <li>・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、大量送水車を設ける。また、海を利用するために必要な設備として、大量送水車を設ける。代替水源からの移送ルートを確認し、ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。</li> </ul>
<p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>② 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保するための措置がとられていることを確認。</p>	<p>② 複数の代替淡水源として、低圧原子炉代替注水槽並びに代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が確保されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>③ 海を水源として利用できることを確認。</p>	<p>③ 想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できない場合には、海を水源として利用するために必要な設備として、大量送水車を設けることを確認した。</p>
<p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>④ 各水源からの移送ルートが確保されていることを確認。</p>	<p>④ 代替水源からの移送ルートを確保することを確認した。</p>
<p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>⑤ 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくことを確認。</p>	<p>⑤ ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管することを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水槽 サプレッション・チェンバ	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の多様性、位置的分散については、「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」、「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」及び「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（第51条）」に記載する。</li> <li>サプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の多様性、位置的分散については、「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）」及び「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条）」に記載する。</li> </ul>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大量送水車 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源として原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水するために使用する大量送水車は、屋外に保管し、原子炉建物原子炉棟内に設置する残留熱除去ポンプと位置的分散を図る設計とする。また、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は海を水源として燃料プールへの注水を行うために使用する大量送水車は、屋外に保管し、原子炉建物原子炉棟内の燃料プール冷却ポンプと位置的分散を図る設計とする。</li> <li>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</li> </ul>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

56条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>大量送水車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、大量送水車の配置場所、建屋との接続口について示されている。（56-6接続図）

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧原子炉代替注水槽並びに輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への淡水又は海水の補給に使用する大量送水車は、屋外の異なる位置に分散して保管することで位置的分散を図る設計とする。また、低圧原子炉代替注水槽の代替水源として、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を複数の淡水源として確保する設計とする。</li> </ul>

2.13.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水槽 サプレッション・チェンバ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧原子炉代替注水系（常設）に使用する低圧原子炉代替注水槽は、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、原子炉建物原子炉棟内に設置するサプレッション・チェンバと位置的分散を図る設計とする。</li> <li>低圧原子炉代替注水系（可搬型）は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>大量送水車は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>大量送水車は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>大量送水車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.13.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水槽 サプレッション・チェンバ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽は、想定される重大事故等時に、代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有する設計とする。</li> <li>・ サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量での水頭が、想定される重大事故等時に、高圧原子炉代替注水系で使用する高圧原子炉代替注水ポンプ及び残留熱代替除去系で使用する残留熱代替除去ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</li> <li>・ 海水取水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する</li> </ul>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 送水用として使用する大量送水車は、想定される重大事故等時に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を分散して保管する。</li> <li>・ 大量送水車のバックアップについては、1台を兼用する。</li> <li>・ 代替水源からのホースは、複数ルートを検討してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。</li> </ul>

### 2.13.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水槽 サプレッション・チェンバ、 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽は、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ サプレッション・チェンバは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、ガスタービン発電機建物屋上に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 大量送水車の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。また、大量送水車は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮するとともに、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</li> </ul>

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、想定される重大事故等時において、操作を必要とすることなく中央制御室及び緊急時対策所から監視が可能な設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 大量送水車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>・ 大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。</li> <li>・ 大量送水車と大量送水車との接続は、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。</li> <li>・ 大量送水車を用いて海水を各系統に供給する系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> </ul>

### 2.13.4 操作性及び試験・検査性について

#### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水槽 サプレッション・チェンバ	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（常設）及びペDESTAL代替注水系（常設）の多様性、位置的分散については、「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」、「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」及び「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（第51条）」に記載する。</li> <li>サプレッション・チェンバを水源とする高圧原子炉代替注水系及び残留熱代替除去系の多様性、位置的分散については、「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）」及び「島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条）」に記載する。</li> </ul>

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 大量送水車	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、想定される重大事故等時において、操作を必要とすることなく中央制御室及び緊急時対策所から監視が可能な設計とする。</li> <li>大量送水車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> <li>大量送水車を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、接続口の口径を統一する設計とする。</li> <li>大量送水車と大量送水車との接続は、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。</li> <li>大量送水車を用いて海水を各系統に供給する系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> </ul>

#### （2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
低圧原子炉代替注水槽 サプレッション・チェンバ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>低圧原子炉代替注水槽は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に水位の確認により</li> </ul>

	<p>漏えいの有無の確認並びに内部の確認が可能な設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッション・チェンバは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
大量送水車	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大量送水車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替が可能な設計とする。</li> <li>・ また、大量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>



島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（電源設備（第57条））

技術的能力基準 1.14 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 57 条及び第 43 条への適合性を確認する。

電源設備（第57条）

2.14.1 適合方針	57-2
(1) 設置許可基準規則への適合	57-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	57-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	57-5
a. 常設代替交流電源設備による給電	57-5
b. 可搬型代替交流電源設備による給電	57-6
c. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	57-6
d. 可搬型直流電源設備による給電	57-7
e. 代替所内電気設備による給電	57-8
f. 燃料補給設備による給油	57-8
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	57-9
2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	57-12
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	57-12
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	57-14
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	57-14
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	57-14
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	57-15
2.14.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	57-15
2.14.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	57-16
2.14.3 環境条件等	57-18
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	57-18
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	57-19
2.14.4 操作性及び試験・検査性について	57-20
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	57-20
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	57-21

2.14.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(電源設備)</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>第57条第2項の要求に対する機器については、今回は未申請であり、対象外であることを確認した（附則にて工事計画認可の日から起算して5年を経過する日まで猶予有り）。</p>
<p>① 技術的能力審査基準1.14により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準1.14により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 代替交流電源設備による給電</p> <p>a. 常設代替交流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ガスタービン発電機</li> <li>・ ガスタービン発電機用サービスタンク</li> <li>・ ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</li> <li>・ ガスタービン発電機用軽油タンク</li> </ul> <p>b. 可搬型代替交流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧発電機車</li> <li>・ ガスタービン発電機用軽油タンク</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>・ タンクローリ</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>(2) 代替直流電源設備による給電</p> <p>a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ B115V系蓄電池</li> <li>・ B1-115V系蓄電池（SA）</li> <li>・ 230V系蓄電池（RCIC）</li> <li>・ SA用115V系蓄電池</li> <li>・ B115V系充電器</li> <li>・ B1-115V系充電器（SA）</li> <li>・ 230V系充電器（RCIC）</li> <li>・ SA用115V系充電器</li> </ul> <p>b. 可搬型直流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧発電機車</li> <li>・ B1-115V系充電器（SA）</li> <li>・ SA用115V系充電器</li> <li>・ 230V系充電器（常用）</li> <li>・ ガスタービン発電機用軽油タンク</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>・ タンクローリ</li> </ul> <p>(3) 代替所内電気設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急用メタクラ</li> <li>・ メタクラ切替盤</li> <li>・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱</li> <li>・ 緊急用メタクラ接続プラグ盤</li> <li>・ SAロードセンタ</li> <li>・ SA1コントロールセンタ</li> <li>・ SA2コントロールセンタ</li> <li>・ 充電器電源切替盤</li> <li>・ SA電源切替盤</li> <li>・ 重大事故操作盤</li> <li>・ 非常用高圧母線C系</li> <li>・ 非常用高圧母線D系</li> </ul> <p>(4) 燃料補給設備による給油</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ガスタービン発電機用軽油タンク</li> <li>・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>・ タンクローリ</li> </ul> <p>本システムの流路として、ホースを重大事故等対処設備として使用する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.14.1）において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：審査基準、基準規則と対処設備との対応表）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備がないことを確認した。</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準事故対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 常設代替交流電源設備による給電

確認結果（島根2号）
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 常設代替交流電源設備からの給電。そのために、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の故障（以下「全交流動力電源喪失」という。)) した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用する。</li> <li>・ 常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用軽油タンク、電路、計測制御装置等で構成し、ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。</li> <li>・ ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電機用サービスタンクより自重でガスタービン発電機に燃料を補給できる設計とする。</li> <li>・ また、ガスタービン発電機用サービスタンクの燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンクよりガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。</li> <li>・ 常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、ガスタービン発電機への燃料補給の手段、頻度等が示されている。（参照：「57-11 燃料補給に関する補足説明資料」）</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 全交流動力電源喪失した場合を想定していることを確認した。</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-1 図）と追補 1 の概略系統図（第 1.14-8 図）が整合していることを確認。</p>

- ⑤ ①で示す設備のうち、ガスタービン発電機が概略系統図（第 10.2-1 図）に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）  
 （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

**b. 可搬型代替交流電源設備による給電**

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 可搬型代替交流電源設備からの給電。そのために、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替交流電源設備を使用する。
  - 可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を非常用高圧母線 C 系、非常用高圧母線 D 系、又は SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタへ接続することで電力を供給できる設計とする。
  - 高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。
  - 可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。
- 補足説明資料において、高圧発電機車への燃料補給の手段、頻度等が示されている。（参照：「57-11 燃料補給に関する補足説明資料」）

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-4 図～第 10.2-9 図）と追補 1 の概略系統図（第 1.14-12 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備のうち、高圧発電機車や高圧発電機車の接続先である高圧発電機車接続プラグ収納箱が概略系統図（第 10.2-4 図～第 10.2-9 図）に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

**c. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電**

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 所内常設蓄電式直流電源設備からの給電。そのために、B1-115V 系蓄電池（SA）、230V 系蓄電池（RCIC）及び SA 用 115V 系蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、B115V 系蓄電池を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。
  - 所内常設蓄電式直流電源設備は、B115V 系蓄電池、B1-115V 系蓄電池（SA）、230V 系蓄電池（RCIC）、SA 用 115V 系蓄電池、B115V 系充電器、B1-115V 系充電器（SA）、230V 系充電器（RCIC）、SA 用 115V 系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から 8 時間後に、不要な負荷の切離しを行い、全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり、

- ・ B115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をB115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。
- ・ 常設代替直流電源設備は、SA用115V系蓄電池、SA用115V系充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、SA用115V系蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をSA用115V系充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.2-10図、第10.2-11図）と追補1の概略系統図（第1.14-18図、第1.14-19図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備のうち、B1-115V系蓄電池(SA)、SA用115V系蓄電池が第10.2-10図、第10.2-11図に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

#### d. 可搬型直流電源設備による給電

##### 確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 可搬型直流電源設備からの給電。そのために、高圧発電機車、SA用115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）及び230V系充電器（常用）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備を使用する。
- ・ 可搬型直流電源設備は、高圧発電機車、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ、電路、計測制御装置等で構成し、高圧発電機車を代替所内電気設備、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。
- ・ 高圧発電機車の燃料は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。
- ・ 可搬型直流電源設備は、高圧発電機車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。
- ・ 可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.1-15図～第10.1-17図と追補1の概略系統図（第1.14-28図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備のうち高圧発電機車、230V系充電器等が概略系統図（第10.1-3図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 代替所内電気設備による給電

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	代替所内電気設備による給電。そのために、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤及び重大事故操作盤を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
②	具体的に、以下のとおり設計することを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替所内電気設備を使用する。</li> <li>代替所内電気設備は、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ、SA2 コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系、計測制御装置等で構成し、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</li> <li>代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合を想定していることを確認した。
（系統構成）	
④	系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-2 図等）と追補 1 の概略系統図（第 1.14-2 図）が整合していることを確認。
⑤	①で示す設備のうち、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱等が概略系統図（第 10.2-2 図他）に記載されていることを確認した。 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）
（その他の設備）	
⑥	①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

f. 燃料補給設備による給油

確認結果（島根2号）	
（設備の目的）	
①	重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、タンクローリ及びホースを使用することを確認した。
②	具体的に、以下のとおり設計することを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>大量送水車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置は、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。</li> <li>ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクからタンクローリへの軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。</li> </ul>
（機能喪失の想定）	
③	設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合であって、重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させる場合であることを確認した。
（系統構成）	
④	系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-19 図、第 10.2-20 図）と追補 1 の概略系統図（第 1.14-55 図、第 1.14-57 図）が整合していることを確認。
⑤	①で示す設備のうち、ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等が概略系統図（第 10.2-19 図、第 10.2-20 図）に記載されていることを確認した。



補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）  
 （その他の設備）  
 ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

(2) 設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈）                      第57条（電源設備）                      1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 代替電源設備を設けること。                      i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。                      ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。                      iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>① 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備することを確認。</p>	<p>① 以下のとおり、可搬型代替電源設備を配備することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替交流電源設備による給電                             <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 高圧発電機車</li> <li>✓ ガスタービン発電機用軽油タンク</li> <li>✓ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>✓ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>✓ タンクローリ</li> </ul> </li> <li>・ 可搬型直流電源設備による給電                             <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 高圧発電機車</li> <li>✓ B1-115V系充電器（SA）</li> <li>✓ SA用115V系充電器</li> <li>✓ 230V系充電器（常用）</li> <li>✓ ガスタービン発電機用軽油タンク</li> <li>✓ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>✓ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>✓ タンクローリ</li> </ul> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 常設代替電源設備として交流電源設備を設置することを確認。</p> <p>③ 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>② 以下のとおり、常設代替交流電源設備を設置することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替交流電源設備による給電 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ ガスタービン発電機</li> <li>✓ ガスタービン発電機用サービスタンク</li> <li>✓ ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</li> <li>✓ ガスタービン発電機用軽油タンク</li> </ul> </li> </ul> <p>③ 多様性及び独立性及び位置的分散については、「2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認。</p>
<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>④ 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であることを確認。</p>	<p>④ B115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）及びSA用115V系蓄電池は、必要な期間にわたり給電が可能な設計とする。具体的には、B115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池（SA）は、負荷の切離しを行わずに8時間、8時間経過した時点で必要な負荷以外の切離し等により計24時間の給電が可能な設計とすること、SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池（RCIC）は、負荷の切離しを行わずに24時間の給電が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>以下のとおり、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を設置することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ B115V系蓄電池</li> <li>✓ B1-115V系蓄電池（SA）</li> <li>✓ 230V系蓄電池（RCIC）</li> <li>✓ SA用115V系蓄電池</li> <li>✓ B115V系充電器</li> <li>✓ B1-115V系充電器（SA）</li> <li>✓ 230V系充電器（RCIC）</li> <li>✓ SA用115V系充電器</li> </ul> </li> </ul>
<p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型代替直流電源設備を整備すること。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>⑤ 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型代替直流電源設備を整備することを確認。</p>	<p>⑤ 以下のとおり、可搬型代替直流電源設備を設置することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型直流電源設備による給電 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 高圧発電機車</li> <li>✓ B1-115V 系充電器（SA）</li> <li>✓ SA 用 115V 系充電器</li> <li>✓ 230V 系充電器（常用）</li> <li>✓ ガスタービン発電機用軽油タンク</li> <li>✓ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>✓ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク</li> <li>✓ タンクローリ</li> </ul> </li> </ul>
<p>D) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>⑥ 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できることを確認</p>	<p>⑥ 複数号機が設置されていないため、号機間の電力融通用として号炉間電力融通ケーブル等を配備しないことを確認した。</p>
<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>⑦ 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ることを確認。</p>	<p>⑦ <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">所内電気設備は、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤及び重大事故操作盤を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能が維持され、これらは設置場所で操作が可能であり接近性を有する設計であることを確認した。</span></p> <p>以下のとおり、代替所内電気設備を配備することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替所内電気設備による給電 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 緊急用メタクラ</li> <li>✓ メタクラ切替盤</li> <li>✓ 高圧発電機車接続プラグ収納箱</li> <li>✓ 緊急用メタクラ接続プラグ盤</li> <li>✓ SA ロードセンタ</li> <li>✓ SA1 コントロールセンタ</li> <li>✓ SA2 コントロールセンタ</li> </ul> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 充電器電源切替盤</li> <li>✓ SA 電源切替盤</li> <li>✓ 重大事故操作盤</li> <li>✓ 非常用高圧母線 C 系</li> <li>✓ 非常用高圧母線 D 系</li> </ul>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

### 2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

#### a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第 43 条第 2 項第 3 号）

43 条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ 常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建物から離れたガスタービン発電機建物内に設置することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・ ガスタービン発電機、高圧発電機車、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA コントロールセンタ、充電器電源切替盤、SA 電源切替盤及び重大事故操作盤は設計基準事故対処設備に対して独立した電路で接続されることなどにより独立性を有していること、設計基準事故対処設備とは異なる区画において整備するなど位置的分散を図ること。</li> </ul> 補足説明資料にて、設計基準事故対処設備とガスタービン発電機の多様性、位置的分散について示されている。（第 3.14-48 表）
可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車 タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所に保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デ</li> </ul>

	<p>イタンク、原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替交流電源設備は、高圧発電機車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</li> <li>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul>
<p>所内常設蓄電式直流電源設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所内常設蓄電式直流電源設備は、原子炉建物及び廃棄物処理建物内の非常用直流電源設備3系統のうち2系統と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>所内常設蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備3系統のうち2系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</li> <li>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備3系統のうち2系統に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul>
<p>常設代替直流電源設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替直流電源設備は、制御建屋内の非常用直流電源と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>常設代替直流電源設備は、125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B1までの系統並びに250V蓄電池から250V直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2Hから125V直流主母線盤2A、125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2Hまでの系統に対して、独立性を有する設計とする。</li> </ul>
<p>代替所内電気設備                  緊急用メタクラ                  メタクラ切替盤                  SA 電源切替盤                  SA2 コントロールセンタ</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替所内電気設備の緊急用メタクラは、ガスタービン発電機建物内に設置し、SAロードセンタ及びSA1コントロールセンタは、原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>代替所内電気設備のメタクラ切替盤、SA電源切替盤及びSA2コントロールセンタは、原子炉建物附属棟内に設置し、代替する機能を有する非常用所内電気設備とは異なる区画に設置することで、代替する機能を有する非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>代替所内電気設備の高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>代替所内電気設備の充電器電源切替盤は廃棄物処理建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>代替所内電気設備の重大事故操作盤は制御室建物内に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。</li> <li>これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は代替する機能を有する非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料にて、設計基準事故対処設備と代替所内電気設備の多様性、位置的分散について示されている。（第3.14-140表）</p>

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬型直流電源設備 高圧発電機車 B1-115V系充電器（SA） SA用115V系充電器、230V系充電器（常用） タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧発電機車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池（非常用）を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>可搬型直流電源設備は、高圧発電機車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</li> <li>これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul>
燃料補給設備 タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>ガスタービン発電機用軽油タンクは、原子炉建物及びタービン建物から離れた場所に設置することで、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬型代替交流電源設備	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</li> </ul>
可搬型直流電源設備	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型直流電源設備の高圧発電機車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</li> </ul>

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車 タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型代替交流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、ガスタービン発電機建物内に設置するガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
可搬型直流電源設備 高圧発電機車 B1-115V系充電器（SA） SA用115V系充電器 230V系充電器（常用） タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型直流電源設備の高圧発電機車、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器、230V系充電器（常用）及びタンクローリは、屋外の原子炉建物から離れた場所及び廃棄物処理建物内に設置又は保管することで、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク、原子炉建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、タービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び廃棄物処理建物内の異なる区画に設置する充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。
燃料補給設備 タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建物近傍及びタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

2.14.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 常設代替交流電源設備のガスタービン発電機、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用サービスタンク及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ ガスタービン発電機及びガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
可搬型代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型代替交流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 高圧発電機車は輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
所内常設蓄電式直流電源設備 B115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池（SA） 230V系蓄電池（RCIC）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 所内常設蓄電式直流電源設備のB115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、B115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）及び230V系充電器（RCIC）は、通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

B115V系充電器 B1-115V系充電器（SA） 230V系充電器（RCIC）	<ul style="list-style-type: none"> <li>所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備のSA用115V系蓄電池及びSA用115V系充電器は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする</li> </ul>
可搬型直流電源設備 B1-115V系充電器（SA） SA用115V系充電器 230V系充電器（常用）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型直流電源設備のB1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用）は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>可搬型直流電源設備の高圧発電機車及びタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>可搬型直流電源設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
代替所内電気設備 緊急用メタクラ メタクラ切替盤 高圧発電機車接続プラグ収納箱 緊急用メタクラ接続プラグ盤 SAロードセンタ SA1コントロールセンタ SA2コントロールセンタ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替所内電気設備の緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタは、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>代替所内電気設備の充電器電源切替盤、SA電源切替盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>代替所内電気設備の重大事故操作盤は、設計基準対処設備の操作盤と分離していることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
燃料補給設備 タンクローリ ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料補給設備のタンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>燃料補給設備のガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>タンクローリは輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.14.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷</li> </ul>



ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。 ・ ガスタービン発電機用サービスタンクは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプで燃料補給するまでの間、ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。 ・ ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。 補足説明資料において、重大事故等時に用いる機器について負荷容量の積上げ等が示されている。（参照：「57-5 容量設定根拠」）
所内常設蓄電式直流電源設備 B115V 系蓄電池 B1-115V 系蓄電池 (SA) 230V 系蓄電池 (RCIC) B115V 系充電器 B1-115V 系充電器 (SA) 230V 系充電器 (RCIC)	以下の設計方針であることを確認した。 ・ B-115V 系蓄電池及び B1-115V 系蓄電池 (SA) は、負荷の切離しを行わずに 8 時間、8 時間経過した時点で必要な負荷以外の切離し等により計 24 時間の給電が可能な設計とすること、SA 用 115V 系蓄電池及び 230V 系蓄電池 (RCIC) は、負荷の切離しを行わずに 24 時間の給電が可能な設計とする ・ SA 用 115V 系蓄電池及び 230V 系蓄電池 (RCIC) は想定される重大事故等時において、負荷の切離しを行わず 24 時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。 ・ B1-115V 系充電器 (SA)、SA 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器 (常用) は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。
代替所内電気設備 緊急用メタクラ メタクラ切替盤 高圧発電機車接続プラグ収納箱 緊急用メタクラ接続プラグ盤 SA ロードセンタ SA1 コントロールセンタ SA2 コントロールセンタ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、SA ロードセンタ、SA1 コントロールセンタ及び SA2 コントロールセンタは、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。
燃料補給設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備と兼用しており、設計基準事故対処設備としての容量が、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。 ・ ガスタービン発電機用軽油タンクは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、事故後 7 日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

57 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 高圧発電機車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 高圧発電機車は、燃料の補給が可能であり 24 時間にわたり直流電源の供給が可能な設計とすること ・ 高圧発電機車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを 1 セット 3 台使用する。保有数は、2 セット 6 台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 7 台を保管する。

燃料補給設備 タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ タンクローリは、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。250V 充電器は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。
------------------	---

### 2.14.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 緊急用メタクラ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用メタクラは、ガスタービン発電機建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
高圧発電機車	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 高圧発電機車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
B115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池（SA） 230V系蓄電池（RCIC） B115V系充電器 B1-115V系充電器（SA） 230V系充電器（RCIC）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ B115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、B115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）及び230V系充電器（RCIC）は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
SA用115V系蓄電池 SA用115V系充電器 高圧発電機車接続プラグ収納箱 緊急用メタクラ接続プラグ盤	以下の設計方針であることを確認した。 ・ SA用115V系蓄電池及びSA用115V系充電器は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
メタクラ切替盤 SA2コントロールセンタ SA電源切替盤 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	以下の設計方針であることを確認した。 ・ メタクラ切替盤、SA2コントロールセンタ、SA電源切替盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、原子炉建物付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
SAロードセンタ SA1コントロールセンタ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ SAロードセンタ、SA1コントロールセンタは、低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
充電器電源切替盤	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 充電器電源切替盤は、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

重大事故操作盤	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 重大事故操作盤は、制御室建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
ガスタービン発電機用軽油タンク	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ガスタービン発電機用軽油タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ タンクローリは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

**b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
SAロードセンタ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ SAロードセンタの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。
ガスタービン発電機 緊急用メタクラ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ガスタービン発電機の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 緊急用メタクラの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする
高圧発電機車接続プラグ収納箱 緊急用メタクラ接続プラグ盤	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。
充電器電源切替盤	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 充電器電源切替盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。
重大事故操作盤	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 重大事故操作盤の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの系統構成に必要なフランジの開放は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
ガスタービン発電機用軽油タンク	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ガスタービン発電機用軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ タンクローリの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。

	・ タンクローリの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
--	---

#### 2.14.4 操作性及び試験・検査性について

##### (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 常設代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ ガスタービン発電機は、中央制御室の操作スイッチ等により、操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。
所内常設蓄電式直流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 所内常設蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む。）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。
代替所内電気設備	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替所内電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。
緊急用メタクラ 高圧発電機車接続プラグ収納箱 緊急用メタクラ接続プラグ盤 メタクラ切替盤 SA電源切替盤 充電器電源切替盤 重大事故操作盤 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 緊急用メタクラ、高圧発電機車接続プラグ収納箱、緊急用メタクラ接続プラグ盤、メタクラ切替盤、SA電源切替盤、充電器電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。
燃料補給設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ガスタービン発電機用軽油タンク タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料補給設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、系統構成に必要なフランジを、設置場所での開放が可能な設計とする。 ・ ガスタービン発電機用軽油タンクは、系統構成に必要な弁を、設置場所での手動操作が可能な設計とする。 ・ タンクローリは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。 ・ タンクローリは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な

	<p>設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ タンクローリを接続する接続口については、専用の接続方式とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。</li> </ul>
--	---

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
<p>可搬型代替交流電源設備 高圧発電機車</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 高圧発電機車は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 高圧発電機車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>・ 高圧発電機車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とする。</li> </ul>
<p>可搬型直流電源設備</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> </ul>
<p>燃料補給設備 タンクローリ</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ タンクローリは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・ タンクローリは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>・ タンクローリを接続する接続口については、専用の接続方式とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。</li> </ul>

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「57-4 試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
<p>ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ガスタービン発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、分解が可能な設計とする。</li> <li>・ ガスタービン発電機用サービスタンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ また、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
<p>高圧発電機車</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧発電機車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、</li> </ul>

	高圧発電機車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
B115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池（SA） 230V系蓄電池（RCIC） SA用115V系蓄電池 B115V系充電器 B1-115V系充電器（SA） 230V系充電器（RCIC）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ B115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、SA用115V系蓄電池、B115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）及びSA用115V系充電器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。
緊急用メタクラ SA ロードセンタ SA1 コントロールセンタ SA2 コントロールセンタ SA 電源切替盤 充電器電源切替盤 重大事故操作盤 非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 緊急用メタクラ、SAロードセンタ、SA1コントロールセンタ、SA2コントロールセンタ、SA電源切替盤、充電器電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。
ガスタービン発電機用軽油タンク 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク タンクローリ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ ガスタービン発電機用軽油タンク、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。 ・ タンクローリは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験、漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、タンクローリは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（計装設備（第58条））

技術的能力基準 1.15 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 58 条及び第 43 条への適合性を確認する。

計装設備（第58条）

2.15.1 適合方針	58-2
(1) 設置許可基準規則への適合	58-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	58-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	58-3
a. 監視機能喪失時に使用する設備	58-3
b. 計器電源喪失時に使用する設備	58-4
c. パラメータ記録時に使用する設備	58-5
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	58-6
2.15.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	58-8
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	58-8
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	58-9
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	58-9
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	58-9
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	58-9
2.15.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	58-9
2.15.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	58-10
2.15.3 環境条件等	58-12
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	58-12
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	58-15
2.15.4 操作性及び試験・検査性について	58-16
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	58-16
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	58-19

2.15.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.15 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.15 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 監視機能喪失時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 添付資料八 第 6.4-2 表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照。</li> <li>・ 添付資料八 第 6.4-3 表「代替パラメータによる主要パラメータの推定」を参照。</li> <li>・ 添付書類十 第 5.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」を参照。</li> </ul> <p>b. 計器電源喪失時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型計測器</li> <li>・ 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備【57 条】電源設備</li> <li>・ 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備【57 条】電源設備</li> <li>・ 可搬型直流電源設備又は直流給電車【57 条】電源設備</li> <li>・ 代替所内電気設備【57 条】電源設備</li> </ul> <p>c. パラメータ記録時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全パラメータ表示システム (SPDS)</li> </ul> <p>添付資料 1.2.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p>



審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <p>・非常用ディーゼル発電機 【57条】 電源設備</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

## 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p>（設備の目的）</p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

### a. 監視機能喪失時に使用する設備

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（※1）（表IV-4.15-1参照）を選定し、重要代替監視パラメータ（※2）を計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。（※1）申請者は、第58条等に規定する「重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」を「重要監視パラメータ」と定義し、当該パラメータを計測する機器を「重要計器」と定義している。（※2）申請者は、重要監視パラメータを推定するための代替のパラメータを「重要代替監視パラメータ」と定義している。</p> <p>（対象パラメータは、第6.4-2表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」、第6.4-3表「代替パラメータによる主要パラメータの推定」及び添付書類十第5.1-1表「重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」を参照）</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <p>・ 発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。</p>

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合には、添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）で計測し、当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）で推定できる設計とする。計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合を想定することを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成はないが、計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（第6.4-1図～第6.4-4図）と追補1の主要設備 概略系統図（第1.15-3図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す重大事故等対処設備が計装設備概要図（第6.4-1図～第6.4-4図）に記載されていることを確認（可搬型以外）した。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

#### b. 計器電源喪失時に使用する設備

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

① 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電及び可搬型計測器による計測。そのために、常設代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬式直流電源設備（※3）並びに可搬型計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する。（※3）代替電源に関する設備及び手順等については、「Ⅳ-4.14 電源設備及び電源の確保に関する設備及び手順等」において整理

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

・ 非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。主要な設備は、以下のとおりとする。

- ✓ 常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ✓ 可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ✓ 所内常設蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備）
- ✓ 常設代替直流電源設備（3.14 電源設備）
- ✓ 可搬型直流電源設備（3.14 電源設備）
- ✓ 代替所内電気設備（3.14 電源設備）

・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備については、「3.14 電源設備」に記載する。また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。主要な設備は、以下のとおりとする。

- ✓ 可搬型計測器

（機能喪失の想定）

③ 非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、単線結線図（第 10.1-3 図、第 10.1-4 図、第 10.2-1 図）と計器の電源構成図（第 1.15-4 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が計装の電源構成図（第 10.1-3 図、第 10.1-4 図、第 10.2-1 図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

### c. パラメータ記録時に使用する設備

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム(SPDS)として SPDS データ表示装置、データ収集サーバ及び SPDS 伝送サーバを重大事故等対処設備として新たに整備する。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。主要な設備は、以下のとおりとする。
    - ✓ 安全パラメータ表示システム(SPDS)（SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置）

（機能喪失の想定）

- ③ 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応が必要となった場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成はないが、重大事故時用監視記録装置については、系統概要図（第 6.4-4 図）と概略系統図（第 1.15-3 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す重大事故時用監視記録装置が系統概要図（第 6.4-4 図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

(2) 設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(解釈) 第58条（計装設備） 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>① 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」が選定されていることを確認。</p>	<p>① 全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等）を明確にしていることを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、添付書類十-Ⅱの「第1.1-1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</li> <li>・ 計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。</li> </ul>
<p>A) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>② 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすることを確認。</p>	<p>② 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を明確にすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>補足説明資料（第3.15-11表）に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力として、これらの計測設備の計測範囲が示されている。なお、原子炉压力容器温度（SA）は、重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して、500℃までを監視可能であること等が示されている。</p>
<p>B) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと</p> <p>③ 原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備することを確認。</p> <p>④ 原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備することを確認。</p> <p>⑤ 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくことを確認。</p>	<p>③ 設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とすることを確認した。具体的には、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等への対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録することを確認した。</p> <p>④ 同上</p> <p>⑤ 同上 具体的には、以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、添付書類十-Ⅱの「第1.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。</li> <li>・ 計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。</li> </ul> <p>補足説明資料において、主要パラメータの代替パラメータによる推定方法が示されている。（参照：「58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について」）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができることを確認。</p>	<p>⑥ 安全パラメータ表示システム(SPDS)等は、重大事故等への対応に必要なパラメータを監視し、及び記録する機能を有するとともに一定期間保存する容量を有することを確認した。</p> <p>具体的には、以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全パラメータ表示システム(SPDS)等は、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。</li> </ul>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

### 2.15.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

#### a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「58-3 配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
重要代替監視パラメータを計測する設備	<p>以下の設計であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。</li> <li>重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</li> <li>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</li> </ul>
重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備	<p>以下の設計であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処設備の補助パラメータは、代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</li> </ul>

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しない設計とすることを確認した。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
安全パラメータ表示システム (SPDS)	以下の設計であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る設計とする。</li> <li>また、安全パラメータ表示システム (SPDS) は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</li> </ul>

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

58条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いため、対象外としていることを確認した。

**e. 保管場所（第43条第3項第5号）**

58条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は常設重大事故対処設備と異なる保管場所（制御建屋内及び緊急時対策建屋内）に保管する設計とすることを確認した。

**2.15.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備	以下の設計であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては、パラメータ相互をヒューズ、アイソレータ等により電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
重大事故等対処設備の補助パラメータ	以下の設計であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対処設備の補助パラメータは、電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
可搬型計測器	以下の設計であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
安全パラメータ表示システム (SPDS)	以下の設計であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.15.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、監視パラメータの計測範囲等が示されている。（参照：「58-6 容量決定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 格納容器水素濃度（B系） 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） 中性子源領域計装 中間領域計装 平均出力領域計装 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 格納容器酸素濃度（B系） 燃料プール水位・温度（SA） 原子炉圧力容器温度（SA） 原子炉圧力（SA） 原子炉水位（SA） 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	以下の設計であることを確認した。 ・ <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">重要代替計器及び可搬型計測器は、設計基準を超える状態において、発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していること</span> を確認した。 ・ 常設の重大事故等対処設備のうち、左欄に掲げるパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故等対処設備と同仕様の設計とすることを確認した。 ・ なお、左欄の常設の「原子炉圧力容器温度（SA）」以降に掲げられた設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。 ・ 第1ベントフィルタ出口水素濃度は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。原子炉格納容器の排出経路での水素濃度監視用として1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を加えた合計2個保管する設計とする。



<p>格納容器代替スプレイ流量                  ペDESTAL代替注水流量                  ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）                  残留熱代替除去系原子炉注水流量                  残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量                  ドライウエル温度(SA)                  ペDESTAL温度(SA)                  ペDESTAL水温度(SA)                  サプレッション・チェンバ温度(SA)                  サプレッション・プール水温度(SA)                  ドライウエル圧力(SA)                  サプレッション・チェンバ圧力(SA)                  サプレッション・プール水位(SA)                  ドライウエル水位                  ペDESTAL水位                  格納容器水素濃度(SA)                  スクラバ容器水位                  スクラバ容器圧力                  スクラバ容器温度                  第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）                  低圧原子炉代替注水槽水位                  低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力                  残留熱代替除去ポンプ出口圧力                  原子炉建物水素濃度                  静的触媒式水素処理装置入口温度                  静的触媒式水素処理装置出口温度                  格納容器酸素濃度(SA)                  燃料プール水位(SA)                  燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）(SA)                  燃料プール監視カメラ(SA)（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）</p>	
<p>重大事故等対処設備の補助パラメータ</p>	<p>以下の設計であることを確認した。                  ・ 重大事故等対処設備の補助パラメータは、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ、システムの目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。</p>
<p>安全パラメータ表示システム(SPDS)</p>	<p>以下の設計とすることを確認した。</p>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全パラメータ表示システム (SPDS) は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。</li> </ul>
--	---

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

58 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

補足説明資料において、可搬型計測器の必要台数が示されている。（参照：「58-9 可搬型計測器について」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬型計測器	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）等の計測用として1セット30個（測定時の故障を想定した予備1個含む。）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として30個を含めて合計60個を保管する設計とする。</li> </ul>

### 2.15.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43 条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「58-3 配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力容器温度 (SA) ドライウエル温度 (SA) ペDESTAL温度 (SA) ペDESTAL水温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ドライウエル水位 ペDESTAL水位 中性子源領域計装 中間領域計装 平均出力領域計装	<p>以下の設計であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。               <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 原子炉圧力容器温度 (SA)</li> <li>✓ ドライウエル温度 (SA)</li> <li>✓ ペDESTAL温度 (SA)</li> <li>✓ ペDESTAL水温度 (SA)</li> <li>✓ サプレッション・チェンバ温度 (SA)</li> <li>✓ サプレッション・プール水温度 (SA)</li> <li>✓ ドライウエル水位</li> <li>✓ ペDESTAL水位</li> <li>✓ 中性子源領域計装</li> <li>✓ 中間領域計装</li> <li>✓ 平均出力領域計装</li> </ul> </li> </ul> <p>なお、中性子源領域計装、中間領域計装及び平均出力領域計装については、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子</li> </ul>

<p>原子炉圧力          原子炉圧力(SA)          原子炉水位（広帯域）          原子炉水位（燃料域）          原子炉水位(SA)          高圧原子炉代替注水流量          低圧原子炉代替注水流量          低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）          格納容器代替スプレイ流量          ペDESTAL代替注水流量          ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）          原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量          高圧炉心スプレイポンプ出口流量          残留熱除去ポンプ出口流量          低圧炉心スプレイポンプ出口流量          残留熱代替除去系原子炉注水流量          残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量          ドライウエル圧力(SA)          サプレッション・チェンバ圧力(SA)          サプレッション・プール水位(SA)          格納容器水素濃度(SA)          格納容器水素濃度（B系）          格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）          格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）          残留熱除去系熱交換器入口温度          残留熱除去系熱交換器出口温度          残留熱除去系熱交換器冷却水流量          原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力          高圧炉心スプレイポンプ出口圧力          残留熱除去ポンプ出口圧力          低圧炉心スプレイポンプ出口圧力          原子炉建物水素濃度          静的触媒式水素処理装置入口温度          静的触媒式水素処理装置出口温度          格納容器酸素濃度(SA)</p>	<p>炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 原子炉圧力</li> <li>✓ 原子炉圧力(SA)</li> <li>✓ 原子炉水位（広帯域）</li> <li>✓ 原子炉水位（燃料域）</li> <li>✓ 原子炉水位(SA)</li> <li>✓ 高圧原子炉代替注水流量</li> <li>✓ 低圧原子炉代替注水流量</li> <li>✓ 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）</li> <li>✓ 格納容器代替スプレイ流量</li> <li>✓ ペDESTAL代替注水流量</li> <li>✓ ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）</li> <li>✓ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</li> <li>✓ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量</li> <li>✓ 残留熱除去ポンプ出口流量</li> <li>✓ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量</li> <li>✓ 残留熱代替除去系原子炉注水流量</li> <li>✓ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</li> <li>✓ ドライウエル圧力(SA)</li> <li>✓ サプレッション・チェンバ圧力(SA)</li> <li>✓ サプレッション・プール水位(SA)</li> <li>✓ 格納容器水素濃度(SA)</li> <li>✓ 格納容器水素濃度（B系）</li> <li>✓ 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）</li> <li>✓ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）</li> <li>✓ 残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>✓ 残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>✓ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量</li> <li>✓ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</li> <li>✓ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</li> <li>✓ 残留熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>✓ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</li> <li>✓ 原子炉建物水素濃度</li> <li>✓ 静的触媒式水素処理装置入口温度</li> <li>✓ 静的触媒式水素処理装置出口温度</li> <li>✓ 格納容器酸素濃度(SA)</li> </ul>
---	---

<p>格納容器酸素濃度（B系）          燃料プール水位・温度（SA）          燃料プール水位（SA）          燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）          燃料プール監視カメラ（SA）          RCWサージタンク水位</p> <p>代替注水流量（常設）          残留熱代替除去ポンプ出口圧力          スクラバ容器水位          スクラバ容器圧力          スクラバ容器温度          第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）          低圧原子炉代替注水槽水位          低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力          燃料プール監視カメラ用冷却設備          C-メタクラ母線電圧          D-メタクラ母線電圧          HPCS-メタクラ母線電圧          C-ロードセンタ母線電圧          D-ロードセンタ母線電圧          緊急用メタクラ電圧          SAロードセンタ母線電圧          A-115V系直流盤母線電圧          B-115V系直流盤母線電圧          SA用115V系充電器盤蓄電池電圧          230V系直流盤（常用）母線電圧          B1-115系蓄電池（SA）電圧          ADS用N2ガス減圧弁二次側圧力          N2ガスボンベ圧力          RCW熱交換器出口温度          原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 格納容器酸素濃度（B系）</li> <li>✓ 燃料プール水位・温度（SA）</li> <li>✓ 燃料プール水位（SA）</li> <li>✓ 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）</li>   <li>✓ 燃料プール監視カメラ（SA）</li> <li>✓ RCWサージタンク水位</li>   <li>・ 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建物付属棟内及びその他の建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>✓ 代替注水流量（常設）</li> <li>✓ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力</li> <li>✓ スクラバ容器水位</li> <li>✓ スクラバ容器圧力</li> <li>✓ スクラバ容器温度</li> <li>✓ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）</li> <li>✓ 低圧原子炉代替注水槽水位</li> <li>✓ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力</li> <li>✓ 燃料プール監視カメラ用冷却設備</li> <li>✓ C-メタクラ母線電圧</li> <li>✓ D-メタクラ母線電圧</li> <li>✓ HPCS-メタクラ母線電圧</li> <li>✓ C-ロードセンタ母線電圧</li> <li>✓ D-ロードセンタ母線電圧</li> <li>✓ 緊急用メタクラ電圧</li> <li>✓ SAロードセンタ母線電圧</li> <li>✓ A-115V系直流盤母線電圧</li> <li>✓ B-115V系直流盤母線電圧</li> <li>✓ SA用115V系充電器盤蓄電池電圧</li> <li>✓ 230V系直流盤（常用）母線電圧</li> <li>✓ B1-115系蓄電池（SA）電圧</li> <li>✓ ADS用N2ガス減圧弁二次側圧力</li> <li>✓ N2ガスボンベ圧力</li> <li>✓ RCW熱交換器出口温度</li> <li>✓ 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</li>   <li>・ 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における</li> </ul>
--	--

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ） 第1ベントフィルタ出口水素濃度	環境条件を考慮した設計とする。 ✓ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ） ✓ 第1ベントフィルタ出口水素濃度
可搬型計測器	以下の設計であることを確認した。 ・ 可搬型計測器は、廃棄物処理建物内及び緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
安全パラメータ表示システム (SPDS)	以下の設計であることを確認した。 ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS 伝送サーバは、緊急時対策所に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。 ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、緊急時対策所に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちデータ収集装置は制御建屋内、SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置は緊急時対策建屋緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

**b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備	対応操作は無いため、対象外であることを確認した。
安全パラメータ表示システム (SPDS)	以下の設計とすることを確認した。 ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下である。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬型計測器	以下の設計であることを確認した。 ・ 可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は、運転員が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。

2.15.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、現場へのアクセスルート及び操作方法を含めた全体の系統構成等が示されている。（参照：「58-7 アクセスルート図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 原子炉水位（広帯域）</li> <li>✓ 原子炉水位（燃料域）</li> <li>✓ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量</li> <li>✓ 高圧炉心スプレイポンプ出口流量</li> <li>✓ 残留熱除去ポンプ出口流量</li> <li>✓ 低圧炉心スプレイポンプ出口流量</li> <li>✓ 格納容器水素濃度（B系）</li> <li>✓ 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）</li> <li>✓ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）</li> <li>✓ 中性子源領域計装</li> <li>✓ 中間領域計装</li> <li>✓ 平均出力領域計装</li> <li>✓ 残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>✓ 残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>✓ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量</li> <li>✓ 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力</li> <li>✓ 残留熱除去ポンプ出口圧力</li> <li>✓ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力</li> <li>✓ 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力</li> <li>✓ 格納容器酸素濃度（B系）</li> <li>✓ 燃料プール水位・温度（SA）</li> <li>✓ C-メタクラ母線電圧</li> <li>✓ D-メタクラ母線電圧</li> <li>✓ HPCS-メタクラ母線電圧</li> <li>✓ C-ロードセンタ母線電圧</li> <li>✓ D-ロードセンタ母線電圧</li> <li>✓ A-115V系直流盤母線電圧</li> </ul> </li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>✓ B-115V系直流盤母線電圧</li> <li>✓ 230V系直流盤（常用）母線電圧</li> <li>✓ B1-115系蓄電池(SA)電圧</li> <li>✓ N2ガスポンプ圧力</li> <li>✓ RCWサージタンク水位</li> <li>✓ RCW熱交換器出口温度</li> <li>✓ 原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力</li> </ul>
格納容器水素濃度（B系） 格納容器酸素濃度（B系）	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>
中性子源領域計装 中間領域計装	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中性子源領域計装及び中間領域計装は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。中性子源領域計装及び中間領域計装は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>
原子炉圧力容器温度(SA) 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(SA) 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 格納容器代替スプレイ流量 ペDESTAL代替注水流量 ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用） 残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ドライウエル温度(SA) ペDESTAL温度(SA) ペDESTAL水温度(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA) サプレッション・プール水温度(SA) ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) ドライウエル水位	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>✓ 原子炉圧力容器温度(SA)</li> <li>✓ 原子炉圧力(SA)</li> <li>✓ 原子炉水位(SA)</li> <li>✓ 高圧原子炉代替注水流量</li> <li>✓ 代替注水流量（常設）</li> <li>✓ 低圧原子炉代替注水流量</li> <li>✓ 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）</li> <li>✓ 格納容器代替スプレイ流量</li> <li>✓ ペDESTAL代替注水流量</li> <li>✓ ペDESTAL代替注水流量（狭帯域用）</li> <li>✓ 残留熱代替除去系原子炉注水流量</li> <li>✓ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</li> <li>✓ ドライウエル温度(SA)</li> <li>✓ ペDESTAL温度(SA)</li> <li>✓ ペDESTAL水温度(SA)</li> <li>✓ サプレッション・チェンバ温度(SA)</li> <li>✓ サプレッション・プール水温度(SA)</li> <li>✓ ドライウエル圧力(SA)</li> <li>✓ サプレッション・チェンバ圧力(SA)</li> <li>✓ ドライウエル水位</li> </ul>

サプレッション・プール水位 (SA) ペDESTAL水位 格納容器水素濃度 (SA) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 低圧原子炉代替注水槽水位 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 原子炉建物水素濃度 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度 格納容器酸素濃度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧 SA用115V系充電器盤蓄電池電圧 ADS用N2ガス減圧弁二次側圧力	✓ サプレッション・プール水位 (SA) ✓ ペDESTAL水位 ✓ 格納容器水素濃度 (SA) ✓ スクラバ容器水位 ✓ スクラバ容器圧力 ✓ スクラバ容器温度 ✓ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ✓ 低圧原子炉代替注水槽水位 ✓ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ✓ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ✓ 原子炉建物水素濃度 ✓ 静的触媒式水素処理装置入口温度 ✓ 静的触媒式水素処理装置出口温度 ✓ 格納容器酸素濃度 (SA) ✓ 燃料プール水位 (SA) ✓ 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） (SA) ✓ 燃料プール監視カメラ (SA)（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。） ✓ 緊急用メタクラ電圧 ✓ SAロードセンタ母線電圧 ✓ SA用115V系充電器盤蓄電池電圧 ✓ ADS用N2ガス減圧弁二次側圧力
サンプリング装置	以下の設計であることを確認した。 ・ 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。
安全パラメータ表示システム (SPDS)	以下の設計であることを確認した。 ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ収集サーバ及び SPDS 伝送サーバは、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム (SPDS) のうち SPDS データ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬型計測器	以下の設計であることを確認した。 ・ 可搬型計測器は、運転員が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が



	可能な設計とする。
--	-----------

**(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「58-5 試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備	以下の設計とすることを確認した。 ・ 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。
安全パラメータ表示システム (SPDS)	以下の設計とすることを確認した。 ・ 安全パラメータ表示システム (SPDS) は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。
可搬型計測器	以下の設計とすることを確認した。 ・ 可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉制御室等（第26条）及び原子炉制御室（第59条））

設計基準対象施設としては、第26条に基づき追加要求となった、原子炉制御室に原子炉施設外の状況を把握できる設備を有することを確認する。

また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.16で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第59条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉制御室等（第26条）及び原子炉制御室（第59条）

1. 適合方針（第26条関係）	26&59-2
（1）第1項第2号への適合	26&59-2
（2）第3項第1号への適合	26&59-3
1）有毒ガス防護対象者と対象発生源の関係	26&59-3
2）固定源及び可動源の調査	26&59-3
3）有毒ガス防護判断基準値の設定	26&59-6
4）スクリーニング評価	26&59-7
5）有毒ガス影響評価	26&59-12
6）有毒ガス防護に対する妥当性の判断	26&59-13
2. 16.1 適合方針（第59条関係）	26&59-21
（1）設置許可基準規則への適合	26&59-21
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	26&59-21
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	26&59-23
a. 居住性を確保するための設備	26&59-23
b. 汚染の持ち込みを防止するための設備	26&59-26
c. 運転員等の被ばくを低減するための設備	26&59-26
（2）設置許可基準規則解釈への適合	26&59-27
2. 16.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	26&59-30
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	26&59-30
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	26&59-30
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	26&59-30
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	26&59-30
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	26&59-31
2. 16.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	26&59-31
2. 16.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	26&59-32
2. 16.3 環境条件等	26&59-33
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	26&59-33
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	26&59-33
2. 16.4 操作性及び試験・検査性について	26&59-34
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	26&59-34
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	26&59-35

1. 適合方針（第26条関係）  
 (1) 第1項第2号への適合

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げる                      ところにより、原子炉制御室（安全施設に属するもの                      に限る。以下この条において同じ。）を設けなければ                      ならない。</p> <p>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備                      を有するものとする。</p> <p>(解釈)</p> <p>第26条（原子炉制御室等）                      2第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の                      外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、                      発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある                      自然現象等を把握できることをいう。</p>	<p>発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有                      することを確認する。また、原子炉制御室から、発電                      用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象                      等を把握できることを確認する。</p> <p>① 発電用原子炉施設の外の状況として、第6条に基                      づき抽出された自然現象及び外部人為事象のうち、                      発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあるもの                      が抽出されていることを確認。</p> <p>② ①で抽出されたものについて、昼夜にわたり把握                      し得る設備として、監視カメラや気象観測設備等                      を用いて原子炉制御室で把握できる方針とする                      ことを確認。</p> <p>③ 公的機関からの地震、津波、竜巻情報、雷雨、降                      雨予報、天気図、台風情報等について、原子炉制                      御室において把握できる設備を設ける方針とす                      ることを確認。</p>	<p>発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握する                      ため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>① 中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備については、「外部からの衝撃                      による損傷の防止」で選定した発電所敷地で想定される自然現象、発電所敷地又はその周辺において想                      定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの                      の（故意によるものを除く。）のうち、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性があるものが抽出されて                      いることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等が示されている。具体的                      に、監視カメラにより把握可能な自然現象等や気象観測設備等のパラメータにより把握可能な発電用                      原子炉施設の外の状況が示されている。</p> <p>② ①により抽出された事象や発電所構内の状況を把握できるように以下の設備を設置することを確認し                      た。</p> <p>補足説明資料において、外部状況把握のイメージが示されている。</p> <p>a. 監視カメラ                      想定される自然現象等（想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落                      雷、地滑り・土石流、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下）、近隣工場等の火災、船舶の衝                      突）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を                      把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、監視カメラの設置場所及び仕様が示されている。</p> <p>b. 気象観測装置等の設置                      風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、気温、降                      水量等を測定する気象観測設備を設置する。また、津波及び高潮については、津波監視設備として                      取水槽水位計を設置することを確認した。</p> <p>③ 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計                      とすることを確認した。</p> <p>c. 公的機関から気象状況入手できる設備等の設置                      地震、津波、竜巻、落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を                      入手するため、中央制御室に電話、FAX及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機                      関から気象情報を入手できる設備を設置することを確認した。</p>

(2) 第3項第1号への適合

1) 有毒ガス防護対象者と対象発生源の関係

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>（有毒ガス防護に係る影響評価ガイド） （解説-2）有毒ガス防護対象者と発生源の関係</p> <p>①原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員 原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員については、対象発生源の有無に関わらず、有毒ガスに対する防護を求めることとした。</p> <p>②対象発生源から発生する有毒ガス（対象発生源がない場合を含む。）に係る有毒ガス防護対象者 ➢ 対象発生源から発生する有毒ガスに係る有毒ガス防護対象者 敷地内外の固定源については、特定されたハザードがあるため、設計基準事故時及び重大事故時（大規模損壊時を含む。）に有毒ガスが発生する可能性を考慮し、運転・対処要員を有毒ガス防護対象者とすることとした。 ただし、プルーム通過中及び重大事故等対処上特に重要な操作中において、敷地内に可動源が存在する（有毒化学物質の補給を行う）ことが想定し難いことから、当該可動源に対しては、運転・指示要員以外については有毒ガス防護対象者としなくてもよいこととした。</p>	<p>対象発生源に応じて、有毒ガス防護対象者を設定しているか。</p> <p>①原子炉制御室の運転員については、対象発生源の有無にかかわらず、有毒ガス防護対象者と設定していることを確認。</p> <p>②敷地内外の固定源については、運転・対処要員を有毒ガス防護対象者と設定していること、敷地内の可動源については運転・指示要員を有毒ガス防護対象者と設定していることを確認。</p>	<p>対象発生源の有無にかかわらず、中央制御室の運転員を有毒ガス防護対象者に設定していることを確認した。</p> <p>①対象発生源の有無にかかわらず、敷地内外の固定源及び敷地内の可動源に対して、中央制御室の運転員を有毒ガス防護対象者に設定していることを確認した。</p> <p>②中央制御室の運転員は、運転・初動要員、運転・指示要員に分類され、有毒ガス防護対象者と設定していることを確認した。</p>

2) 固定源及び可動源の調査

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>3. 評価に当たって行う事項</p> <p>3. 1 固定源及び可動源の調査</p> <p>（1）敷地内の固定源及び可動源並びに原子炉制御室から半径10km以内にある敷地外の固定源を調査対象としていることを確認する。</p> <p>1) 固定源</p> <p>①敷地内に保管されている全ての有毒化学物</p>	<p>固定源及び可動源を調査し、特定しているか。</p> <p>①敷地内の固定源について、敷地内に保管されている全ての有毒化学物質を調査対象としていることを確認。</p> <p>②敷地外の固定源について、原子炉制御室から半径</p>	<p>運転員の吸気中の有毒ガス濃度を評価するため、有毒ガス評価ガイドを参照して、有毒化学物質の性状、貯蔵状況等を踏まえ、固定源及び可動源を特定していることを確認した。</p> <p>①敷地内の固定源について、国際化学物質安全カード等を基に全ての有毒化学物質を特定し整理していることが示されている。（別紙4-7-1の第1表から第7表）。その上で、敷地内における全ての有毒化学物質から「第3.1-1図 固定源の特定フロー」に基づき調査対象となる敷地内の固定源を特定していることが示されている。</p> <p>②敷地外の固定源について、地方公共団体の定める地域防災計画を確認する他、法令（毒物及び劇物取締法、</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>質</p> <p>②敷地外に保管されている有毒化学物質のうち、運転・対処要員の有毒ガス防護の観点から、種類及び量によって影響があるおそれのある有毒化学物質</p> <p>a)原子炉制御室から半径10kmより遠方であっても、原子炉制御室から半径10km近傍に立地する化学工場において多量に保有されている有毒化学物質は対象とする。</p> <p>b)地方公共団体が定めた「地域防災計画」等の情報（例えば、有毒化学物質を使用する工場、有毒化学物質の貯蔵所の位置、物質の種類・量）を活用してもよい。ただし、これらの情報によって保管されている有毒化学物質が特定できない場合は、事業所の業種等を考慮して物質を推定するものとする。</p> <p>2)可動源 敷地内で輸送される全ての有毒化学物質</p> <p>（2）有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法その他の理由により調査対象外としている場合には、その根拠を確認する。（解説-4）</p> <p>（解説-4）調査対象外とする場合 貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。（例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量及び使用量が少ない試薬等）</p> <p>（3）調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。 一有毒化学物質の名称 一有毒化学物質の貯蔵量 一有毒化学物質の貯蔵方法</p>	<p>10km 以内にある、敷地外に保管されている有毒化学物質のうち、運転・対処要員の有毒ガス防護の観点から、種類及び量によって影響があるおそれのある有毒化学物質を調査対象としていることを確認。</p> <p>(1) 原子炉制御室から半径 10km より遠方であっても、原子炉制御室から半径 10km 近傍に立地する化学工場において多量に保有されている有毒化学物質は対象としていることを確認。</p> <p>(2) 地方公共団体が定めた「地域防災計画」等の情報を活用してもよいが、これらの情報によって保管されている有毒化学物質が特定できない場合は、事業所の業種等を考慮して物質を推定していることを確認。</p> <p>③敷地内の可動源について、敷地内で輸送される全ての有毒化学物質を調査対象としていることを確認。</p> <p>④以下(1)から(4)のとおり、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法その他の理由により調査対象外としている場合には、その根拠を確認。</p> <p>(1)有毒化学物質の性状を理由に調査対象外としている根拠を確認。</p> <p>(2)有毒化学物質の貯蔵量を理由に調査対象外としている根拠を確認。</p> <p>(3)有毒化学物質の貯蔵方法を理由に調査対象外としている根拠を確認。</p>	<p>消防法並びに高圧ガス保安法)に基づく届出情報の開示請求により有毒化学物質を特定し整理していることが示されている。(別紙4-7-1の第8表から第11表)。その上で、「第3.1-1 図 固定源の特定フロー」に基づき調査対象となる敷地外の固定源を特定していることが示されている。</p> <p>(1)中央制御室から半径10kmの近傍には、多量の有毒化学物質を保有する化学工場はないとしていることが示されている。</p> <p>(2)地域防災計画及び法令に基づき、有毒化学物質を特定していることが示されている。</p> <p>③敷地内の可動源について、発電所で使用する全ての有毒化学物質を調査し整理していることを確認した。(別紙4-7-2の第1表から第3表)その上で、敷地内における全ての有毒化学物質から「第3.1-2 図 可動源の特定フロー」に基づき調査対象となる敷地内の可動源を特定していることが示されている。</p> <p>④</p> <p>(1)有毒化学物質の性状として、固体あるいは揮発性が乏しい液体は、ガイド解説4に基づき、大気中に多量に放出されるおそれがないものとして調査対象外としていることが示されている。具体的には、固体あるいは揮発性が乏しい液体は、蒸発量が少ないことから、気体状の有毒化学物質が大気中に多量に放出されるおそれがないこと、また、固体あるいは揮発性が乏しい液体の保管状態等を踏まえると、エアロゾル化して大気中に多量に放出されるおそれがないことが示されている。別紙4-2において、固体あるいは揮発性が乏しい液体の取り扱いが示されている。</p> <p>(2)有毒化学物質の貯蔵量として、貯蔵量が少ないものは、ガイド解説4に基づき、大気中に多量に放出されるおそれがないものとして調査対象外としていることが示されている。具体的には、少量で使用場所が限られる試薬類を調査対象外としていることが示されている。別紙4-7-1の第5表において、試薬類の有毒化学物質、試薬類の内容量が示されている。</p> <p>(3)有毒化学物質の貯蔵方法として、高圧ガス容器（ボンベ）等に保管しているものは、ガイド解説4に基づき、大気中に多量に放出されるおそれがないものとして調査対象外としていることが示されている。具体的には、ボンベは高圧ガス保安法による耐圧試験や気密試験に合格し、かつ固縛の対策を施されており、漏えい形態としては配管からの少量漏えいが想定され、多量に放出するような気体の噴出はない</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>一原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。）</p> <p>一防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5）</p> <p>一電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）</p> <p>（解説-5）対象発生源特定のためのスクリーニング評価の際に考慮してもよい設備</p> <p>有毒ガスが発生した際に、受動的に機能を発揮する設備については、考慮してもよいこととする。例えば、防液堤は、防液堤が破損する可能性があったとしても、更地となるような壊れ方はせず、堰としての機能を発揮すると考えられる。また、防液堤内のフロートや電源、人的操作等を必要としない中和槽等の設備は、有毒ガス発生抑制等の機能が恒常的に見込めると考えられる。このことから、対象発生源特定のためのスクリーニング評価（以下単に「スクリーニング評価」という。）においても、これらの設備は評価上考慮してもよい。</p>	<p>(4) その他の理由で有毒化学物質を調査対象外としている根拠を確認。</p> <p>⑤調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一有毒化学物質の名称</li> <li>一有毒化学物質の貯蔵量</li> <li>一有毒化学物質の貯蔵方法</li> <li>一原子炉制御室と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。）</li> <li>一防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）</li> <li>一電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）</li> </ul>	<p>こと等から、調査対象外としていることが示されている。</p> <p>別紙4-3において、有毒ガス評価に係る高圧ガス容器（ボンベ）に貯蔵された液化石油ガス（プロパンガス）の取り扱いについて示されている。</p> <p>(4) 建物内で保管しているものは、ガイド解説4に基づき、大気中に多量に放出されるおそれがないものとして調査対象外としていること、また、密閉空間で人体に影響を与えるものは、ガイド解説4に基づき、開放空間では人体への影響がないことから調査対象外としていることが示されている。</p> <p>具体的には、薬品庫等で保管されているものは分析室で使用されるのみであり、分析室においては局所排気装置が設置されていること、タンクに保管しているものは、タンク周辺の堰に留まる又はサンプや中和槽に流出すること、建物内は風量が小さく蒸発量が屋外に比べ小さいことから、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがなく調査対象外としていることが示されている。</p> <p>また、屋外の遮断器で使用する六フッ化硫黄については、人体に影響を与えるのは密閉空間に限定され、約80%と高濃度であっても50%強の被験者に麻酔作用程度の影響しか与えていないことから、調査対象外としていることが示されている。</p> <p>遮断器の六フッ化硫黄は、空気より分子量が大きい高密度ガスであり、「高密度ガスの拡散予測について」（大気汚染学会誌）に基づき地表付近に成層を形成するような拡散をすることが示されている。</p> <p>別紙4-5において、有毒ガス評価に係る建物内有毒化学物質の取り扱いについて示されている。別紙4-6において、密閉空間で人体影響を考慮すべきものの取り扱いについて示されている。</p> <p>⑤敷地内の固定源及び可動源として塩酸を、敷地外の固定源としてアンモニアを抽出し、これらの貯蔵量、貯蔵方法、中央制御室との位置関係、防液堤の有無、電源や人的操作等を必要とせずに有毒ガス発生抑制等の効果が見込める設備の有無が示されている。</p> <p>なお、敷地外の固定源と中央制御室との位置関係について、方位は発電所中央を中心として方位を設定し、距離は全ての評価点（中央制御室及び緊急時対策所）から最も近い距離を設定し、敷地外の固定源の評価における共通条件として使用することが示されている。</p>

3) 有毒ガス防護判断基準値の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>3. 2 有毒ガス防護判断基準値の設定</p> <p>1)～6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認する。</p> <p>1) 3. 1で調査した化学物質が有毒化学物質であるかを確認する。有毒化学物質である場合は、2)による。そうでない場合には、評価の対象外とする。</p> <p>2) 当該有毒化学物質に IDLH 値があるかを確認する。ある場合は3)に、ない場合は5)による。</p> <p>3) 当該有毒化学物質に中枢神経に対する影響があるかを確認する。ある場合は4)に、ない場合は当該IDLH値を有毒ガス防護判断基準値とする。</p> <p>4) IDLH 値の設定根拠として、中枢神経に対する影響も考慮したデータを用いているかを確認する。用いている場合は、当該IDLH 値を有毒ガス防護判断基準値とする。用いていない場合は、5)による。</p> <p>5) 日本産業衛生学会の定める最大許容濃度12があるか確認する。ある場合は、当該最大許容濃度を有毒ガス防護判断基準値とする。ない場合は、6)による。</p> <p>6) 文献等を基に、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を適切に設定する。設定に当たっては、次の複数の文献等に基づき、物質ごとに、運転・対処要員の対処能力に支障を来さない想定される限界濃度を、有毒ガス防護判断基準値として発電用原子炉設置者が適切に設定していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－化学物質総合情報提供システム Chemical Risk Information Platform (CHRIP)</li> <li>－産業中毒便覧</li> <li>－有害性評価書</li> </ul>	<p>有毒ガス防護の判断基準値を設定しているか。</p> <p>①以下(1)～(6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認。</p> <p>(1)「2)固定源及び可動源の調査」で調査した化学物質が有毒化学物質であるかを確認。有毒化学物質である場合は、(2)による。そうでない場合には、評価の対象外とする。</p> <p>(2) 当該有毒化学物質に IDLH 値があるかを確認。ある場合は(3)に、ない場合は(5)による。</p> <p>(3) 当該有毒化学物質に中枢神経に対する影響があるかを確認。ある場合は(4)に、ない場合は当該IDLH 値を有毒ガス防護判断基準値とする。</p> <p>(4) IDLH 値の設定根拠として、中枢神経に対する影響も考慮したデータを用いているかを確認する。用いている場合は、当該IDLH 値を有毒ガス防護判断基準値とする。用いていない場合は、(5)による。</p> <p>(5) 日本産業衛生学会の定める最大許容濃度があるか確認する。ある場合は、当該最大許容濃度を有毒ガス防護判断基準値とする。ない場合は、(6)による。</p> <p>(6) 文献等を基に、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を適切に設定する。設定に当たっては、次の複数の文献等に基づき、物質ごとに、運転・対処要員の対処能力に支障を来さない想定される限界濃度を、有毒ガス防護判断基準値として発電用原子炉設置者が適切に設定していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－化学物質総合情報提供システム Chemical Risk Information Platform (CHRIP)</li> <li>－産業中毒便覧</li> <li>－有害性評価書</li> <li>－許容濃度等の提案理由、許容濃度の暫定値の提案理由</li> </ul>	<p>①塩酸及びアンモニアの有毒ガス防護判断基準値を設定していることが示されている。</p> <p>(1)「2)固定源及び可動源の調査」の⑤で調査対象と特定した塩酸及びアンモニアは、2)の①～③のとおり、有毒化学物質であることが示されている。</p> <p>(2)塩酸及びアンモニアはIDLH 値があることが示されている。 第3.2-1表において、塩酸及びアンモニアのIDLH 値が示されている。</p> <p>(3)塩酸及びアンモニアは、中枢神経に対する影響がIDLH (1994)で明示されていないことから、IDLH 値を有毒ガス防護判断基準値とすることが示されている。 第3.2-2表において、中枢神経に対する影響がIDLH (1994)で明示されていないことが示されている。</p> <p>(4)該当する有毒化学物質はない。</p> <p>(5)該当する有毒化学物質はない。</p> <p>(6)該当する有毒化学物質はない。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>－許容濃度等の提案理由、許容濃度の暫定値の提案理由</p> <p>－化学物質安全性（ハザード）評価シート</p> <p>また、「適切に設定している」とは、設定に際し、最低限、次の①～③を行っていることをいう。</p> <p>①人に対する急性ばく露影響のデータを可能な限り用いていること</p> <p>②中枢神経に対する影響がある有毒化学物質については、人の中枢神経に対する影響に関するデータを参考にしていること</p> <p>③文献の最新版を踏まえていること</p> <p>なお、空気中にn種類の有毒ガス（他の有毒化学物質等との化学反応によって発生するものを含む。）がある場合は、それらの有毒ガスの濃度の、それぞれの有毒ガス防護判断基準値に対する割合の和が1より小さいことを確認する。</p>	<p>－化学物質安全性（ハザード）評価シート</p> <p>空気中にn種類の有毒ガス（他の有毒化学物質等との化学反応によって発生するものを含む。）がある場合は、それらの有毒ガスの濃度の、それぞれの有毒ガス防護判断基準値に対する割合の和が1より小さいことを確認。</p>	<p>複数の有毒ガスを考慮する必要がある場合はない。</p>

4) スクリーニング評価

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>4. スクリーニング評価</p> <p>敷地内の固定源及び可動源並びに敷地外の固定源から有毒ガスが発生した場合、防護措置を考慮せずに、原子炉制御室等及び重要操作地点ごとにスクリーニング評価を行い、対象発生源を特定していることを確認する。</p> <p>4. 1 スクリーニング評価対象物質の設定（種類、貯蔵量及び距離）</p> <p>3. 1を基に、スクリーニング評価対象となった有毒化学物質の全てについて、貯蔵されている有毒化学物質の種類、貯蔵量及び距離が設定され</p>	<p>スクリーニング評価を行い、対象発生源を特定しているか。</p> <p>①「2）固定源及び可動源の調査」の⑤を基に、スクリーニング評価対象となった有毒化学物質の全てについて、貯蔵されている有毒化学物質の種類、貯蔵量及び距離が設定されていることを確認。</p> <p>②有毒ガスの発生事象として、(1)及び(2)をそれぞれ想定していることを確認。</p>	<p>有毒ガス防護に係る影響評価は以下①～⑧のとおり実施することを確認した。</p> <p>スクリーニング評価の結果、<b>固定源からの有毒ガスに対しては、運転員の対処能力が損なわれるおそれがないよう、防液堤の設置により、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とするとしている</b>ことから、対象発生源がないことを確認した。</p> <p><b>可動源からの有毒ガスに対しては、スクリーニング評価は行わず、中央制御室換気系の隔離等の対策により、運転員を防護する設計としている</b>ことを確認したため、以下①～⑧は対象外である。</p> <p>①「2）固定源及び可動源の調査」の⑤に基づき、スクリーニング評価対象となった、敷地内の固定源である塩酸、敷地外の固定源であるアンモニアについて、これらの貯蔵量、中央制御室との距離が示されている。</p> <p>第3.1.1-2～第3.1.1-5表及び第3.1.3-1～第3.1.1-2表において、敷地内及び敷地外の固定源に関する有毒化学物質の種類、貯蔵量及び距離が示されている。</p> <p>②</p>



設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>ているか確認する。</p> <p>4. 2 有毒ガスの発生事象の想定 有毒ガスの発生事象として、①及び②をそれぞれ想定する。</p> <p>①敷地内外の固定源については、敷地内外の貯蔵容器全てが損傷し、当該全ての容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>②敷地内の可動源については、敷地内可動源の中で影響の最も大きな輸送容器が1基損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>有毒ガス発生事象の想定を判断するに当たり、（1）及び（2）について確認する。</p> <p>（1）敷地内外の固定源</p> <p>①原子炉制御室、緊急時制御室、緊急時対策所及び重要操作地点を評価対象としていること。</p> <p>②敷地内外の貯蔵容器については、同時に全ての貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p> <p>（2）敷地内の可動源</p> <p>①原子炉制御室、緊急時制御室及び緊急時対策所を評価対象としていること。</p> <p>②有毒ガスの発生事故の発生地点は、敷地内の実際の輸送ルート全てを考慮して決められていること。</p> <p>③輸送量の最大のもので、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p>	<p>(1)敷地内外の固定源については、敷地内外の貯蔵容器全てが損傷し、当該全ての容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>(2)敷地内の可動源については、敷地内可動源の中で影響の最も大きな輸送容器が1基損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>③有毒ガス発生事象の想定を判断するに当たり、（1）及び（2）について確認。</p> <p>(1)敷地内外の固定源</p> <p>1)原子炉制御室を評価対象としていること。</p> <p>2)敷地内外の貯蔵容器については、同時に全ての貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p> <p>(2)敷地内の可動源</p> <p>1)原子炉制御室を評価対象としていること。</p> <p>2)有毒ガスの発生事故の発生地点は、敷地内の実際の輸送ルート全てを考慮して決められていること。</p> <p>3)輸送量の最大のもので、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p> <p>④固定源及び可動源ごとに、有毒ガスの単位時間当たりの大気中への放出量及びその継続時間が評価されていることを確認。ただし、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ある場合には、一つの固定源と見なしてもよい。有毒ガスの放出量評価の妥当性を判断するに当たり、（1）～（5）を確認。</p> <p>(1)貯蔵されている有毒化学物質の性状に応じた、有毒ガスの大気中への放出形態になっていること（例えば、液体で保管されている場合、液体で放出されプールを形成し蒸発する等。）。</p>	<p>(1)敷地内外の固定源について、同時にすべての貯蔵容器が損傷し、当該全ての容器に貯蔵された有毒化学物質の全量流出により発生する有毒ガスの放出を想定することが示されている。</p> <p>(2)敷地内の可動源について、スクリーニング評価を実施しないため対象外</p> <p>③</p> <p>(1)</p> <p>1)敷地内の固定源については、中央制御室を評価対象としていることを確認した。</p> <p>2)②(1)と同じ。</p> <p>(2)敷地内の可動源について、スクリーニング評価を実施しないため対象外</p> <p>④第4.4.3.1-2表(1/20)に、有毒ガスの単位時間当たりの放出量及びその継続時間が評価されていることが示されている。</p> <p>(1)敷地内の固定源からの液体の漏えいについては、全量が堰に流出し、堰内でプールを形成し蒸発していること、敷地外の固定源からの漏えいについては、固定源が冷媒で保管されていると特定しており、過去の事故事例から損傷形態を考慮すると、瞬時放出は考えにくく、現実的な破断口径による継続的な漏えい形態を想定することが示されている。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>4. 3 有毒ガスの放出の評価</p> <p>固定源及び可動源ごとに、有毒ガスの単位時間当たりの大気中への放出量及びその継続時間が評価されていることを確認する。ただし、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ある場合には、一つの固定源と見なしてもよい。</p> <p>有毒ガスの放出量評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <p>1) 貯蔵されている有毒化学物質の性状に応じた、有毒ガスの大気中への放出形態になっていること（例えば、液体で保管されている場合、液体で放出されプールを形成し蒸発する等。）。</p> <p>2) 貯蔵されている有毒化学物質が液体で放出される場合、液体が広がる面積（例えば、防液堤の容積及び材質、排液口の有無、防液堤がない場合に広がる面積等）の妥当性が示されていること。</p> <p>3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の漏えい量</li> <li>－有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等）</li> <li>－有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。）</li> </ul> <p>4) 他の有毒化学物質等との化学反応によって有毒ガスが発生する可能性のある場合には、それを考慮していること。</p> <p>5) 放出継続時間については、終息活動が行われないものと仮定し、有毒ガスの発生が自然に終息するまでの時間を計算していること。</p>	<p>(2) 貯蔵されている有毒化学物質が液体で放出される場合、液体が広がる面積（例えば、防液堤の容積及び材質、排液口の有無、防液堤がない場合に広がる面積等）の妥当性が示されていること。</p>	<p>(2) 敷地内固定源に対して、全量流出後に受動的に機能を発揮する設備として、堰を設定していることが示されている。全量流出であっても堰内におさまることを確認し、開口部面積で蒸発することの妥当性を示していることが示されている。</p> <p>別紙7において、受動的に機能を発揮する設備について示され、薬品タンクに設けられている堰については、受動的に機能を発揮し、漏えいした薬品が堰内にとどまるものとして、開口部面積を設定し蒸発率を算定していることが示されている。</p>
<p>1) 貯蔵されている有毒化学物質の性状に応じた、有毒ガスの大気中への放出形態になっていること（例えば、液体で保管されている場合、液体で放出されプールを形成し蒸発する等。）。</p> <p>2) 貯蔵されている有毒化学物質が液体で放出される場合、液体が広がる面積（例えば、防液堤の容積及び材質、排液口の有無、防液堤がない場合に広がる面積等）の妥当性が示されていること。</p>	<p>(3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の漏えい量</li> <li>－有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等）</li> <li>－有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。）</li> </ul>	<p>(3) ④の(1)で想定する漏えい状態で全量漏えいするとし、有毒化学物質の物性値から、温度に応じた蒸発率及び開口部面積で蒸発することを想定することが示されている。</p>
<p>3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の漏えい量</li> <li>－有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等）</li> <li>－有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。）</li> </ul>	<p>(4) 他の有毒化学物質等との化学反応によって有毒ガスが発生する可能性のある場合には、それを考慮していること。</p>	<p>(4) 他の有毒化学物質との化学反応によって有毒ガスが発生することのないよう、貯蔵容器を配置していることが示されている。</p> <p>別紙5において、他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスについて、一部の薬品タンクについては、同一防液堤内に設置されており薬品タンクからの薬品の流出を想定すると混触するものがあるが、薬品の組み合わせから、有毒ガスが発生するものは無いことが示されている。</p>
<p>－有毒化学物質の漏えい量</p> <p>－有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等）</p> <p>－有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。）</p>	<p>(5) 放出継続時間については、終息活動が行われないものと仮定し、有毒ガスの発生が自然に終息するまでの時間を計算していること。</p>	<p>(5) 終息活動をしないと仮定し、放出継続時間が算出されていることが示されている。</p> <p>第4.4.3.1-2表（1/20）において、敷地内外の固定源ごとに放出継続時間が示されている。</p>
<p>4) 他の有毒化学物質等との化学反応によって有毒ガスが発生する可能性のある場合には、それを考慮していること。</p>	<p>⑤原子炉制御室の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室外評価点としていることを確認。</p>	<p>⑤中央制御室外気取入口の位置が中央制御室外評価点としていることが示されている。</p>
<p>5) 放出継続時間については、終息活動が行われないものと仮定し、有毒ガスの発生が自然に終息するまでの時間を計算していること。</p>	<p>⑥大気中へ放出された有毒ガスの原子炉制御室外評価点での濃度が評価されていることを確認。原子炉制御室外評価点での濃度評価の妥当性を判断するに当たり、(1)～(6)を確認。</p>	<p>⑥大気中へ放出された有毒ガスの中央制御室外評価点での濃度が評価されていることが示されている。</p> <p>第4.4.3.1-3表（1/20）において、中央制御室外気取入口での濃度が示されている。</p>
<p>4. 4 大気散及び濃度の評価</p> <p>下記の原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度の評価が行われ、運転・対処要員の吸気中の濃度が評価されていることを確認する。</p>	<p>(1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）が適切であること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。</li> <li>－評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。</li> </ul>	<p>(1) 気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は、島根原子力発電所2号炉の安全解析に使用している気象（2009年1月～12月）とし、当該気象を検定年としたF分布棄却検定により、10年（2008年1月～2018年12月）の気象データと比較して代表性があることが示されている。</p> <p>別紙9において、有毒ガス影響評価に使用する気象条件についてデータの検定方法、検定結果が示されている。</p>
	<p>(2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形</p>	<p>(2) 大気拡散の解析モデルは、有毒ガスの性状、放出形態等を考慮し、ガウスプルームモデルを用いており、</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>また、その際に、原子炉制御室等外評価点での濃度の有毒ガスが原子炉制御室等の換気空調設備の通常運転モードで、原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していることを確認する。</p> <p>4. 4. 1 原子炉制御室等外評価点 原子炉制御室等の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室等外評価点としていることを確認する。</p> <p>4. 4. 2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価 大気中へ放出された有毒ガスの原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度が評価されていることを確認する。 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)～6)を確認する。</p> <p>1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）が適切であること。 －気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。 －評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。</p> <p>2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 －大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。</p>	<p>態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。 －大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。</p> <p>(3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等）。</p> <p>(4) 敷地内外にかかわらず、複数の固定源から大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮していること。</p> <p>(5) 有毒ガスの発生が自然に終息し、原子炉制御室外評価点での有毒ガスの濃度がおおむね発生前の濃度となるまで計算していること。</p> <p>(6) 原子炉制御室外評価点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等）。</p> <p>⑦原子炉制御室内の運転・対処要員の吸気中の濃度評価の妥当性を判断するに当たり、(1)及び(2)を確認。</p> <p>(1) 原子炉制御室外評価点の空気に含まれる有毒ガスが、原子炉制御室の換気空調設備の通常運転モードによって原子炉制御室内に取り込まれると仮定していること。</p> <p>(2) 敷地内の可動源の場合は、有毒化学物質ごとに想定された輸送ルート上で有毒ガス濃度を評価した結果の中で、最も高い濃度が選定されていること。</p>	<p>ガウスプルームモデルは、中央制御室居住性評価においても使用した実績があることが示されている。 別紙10-1において、選定した解析モデル（ガウスプルームモデル）の適用性について示されている。</p> <p>(3) 建物影響は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき、考慮していることが示されている。 別紙10-2において、原子炉施設周辺の建物影響による拡散の影響について示されている。</p> <p>(4) 敷地内外の固定源が存在する16方位の1方位に対して、その隣接方位に存在する固定源からの大気中へ放出された有毒ガスを重ね合わせていることが示されている。</p> <p>(5) 放出継続時間については、終息活動をしないと仮定した上で、蒸発率が一定として評価していることが示されている。</p> <p>(6) 中央制御室外評価点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、毎時刻の中央制御室外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値を用いていることが示されている。 補足説明資料において、累積出現頻度が小さい方から累積して97%に当たる値を用いることが示されている。（補足説明資料P31、32）</p> <p>⑦</p> <p>(1) 中央制御室の外気取入口が設置されている位置を中央制御室外評価点としており、本地点における濃度を評価することで、室内濃度を評価できることが示されている。</p> <p>(2) 敷地内の可動源に対しては、スクリーニング評価を行わないことを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等）。</p> <p>4) 敷地内外に関わらず、複数の固定源から大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮していること。</p> <p>（解説-6）敷地内外の複数の固定源からの有毒ガスの重ね合わせ                      例えば、ガウスプルームモデルを用いる場合、評価点から見て、評価点と固定源とを結んだ直線が含まれる風上側の（16方位のうちの）1方位及びその隣接方位に敷地内外の固定源が複数ある場合、個々の固定源からの中心軸上の濃度の計算結果を合算することは保守的な結果を与えると考えられる。評価点と個々の固定源の位置関係、風向等を考慮した、より現実的な濃度の重ね合わせ評価を実施する場合には、その妥当性が示されていることを確認する。なお、敷地内可動源については、敷地内外の固定源との重ね合わせは考慮しなくてもよい。</p> <p>5) 有毒ガスの発生が自然に終息し、原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での有毒ガスの濃度がおおむね発生前の濃度となるまで計算していること。</p> <p>6) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等）。</p> <p>4. 4. 3 運転・対処要員の吸気中の濃度評価                      運転・対処要員の吸気中の濃度として、原子炉</p>	<p>⑧基本的にスクリーニング評価の結果に基づき、対象発生源が特定されていることを確認。ただし、タンクの移設等を行う場合には、再スクリーニングの評価結果を確認。</p>	<p>⑧スクリーニング評価の結果、<u>固定源からの有毒ガスに対しては、運転員の対処能力が損なわれるおそれがないよう、防液堤の設置により、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする</u>ことから、対象発生源がないことを確認した。</p> <p>具体的には、表 4. 4. 3. 1-3 表 (1/20) において、中央制御室における敷地内の固定源からの有毒ガス濃度と有毒ガス防護判断基準値との比は 0. 24 であることが示され、敷地外の固定源からは 0. 01 未満であることが示されている。</p> <p>表 4. 4. 3. 1-3 表 (1/20) において、敷地内外固定源についてのスクリーニング評価として、影響が最大となる着目方位における外気取入口濃度及び判断基準値との比が示されている。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>制御室等については室内の濃度が、重要操作地点については4. 4. 2の濃度が、それぞれ評価されていることを確認する。</p> <p>原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)及び2)を確認する。</p> <p>1)原子炉制御室等外評価点の空気に含まれる有毒ガスが、原子炉制御室等の換気空調設備の通常運転モードによって原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していること。</p> <p>2)敷地内の可動源の場合は、有毒化学物質ごとに想定された輸送ルート上で有毒ガス濃度を評価した結果の中で、最も高い濃度が選定されていること。（図4 参照）</p> <p>4. 5 対象発生源の特定</p> <p>基本的にスクリーニング評価の結果に基づき、対象発生源が特定されていることを確認する。ただし、タンクの移設等を行う場合には、再スクリーニングの評価結果も確認する。</p>		

5) 有毒ガス影響評価

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>5. 有毒ガス影響評価</p> <p>スクリーニング評価の結果、特定された対象発生源を対象に、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価が行われていることを確認する。5. 1及び5. 2に有毒ガス影響評価の手順の例を示す。</p>	<p>特定された対象発生源を対象に、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価が行われているか。</p>	<p>スクリーニング評価の結果、<u>固定源からの有毒ガスに対しては、運転員の対処能力が損なわれるおそれがないよう、防液堤の設置により、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とする</u>ことから、対象発生源がないことを確認した。</p> <p><u>可動源からの有毒ガスに対しては、スクリーニング評価は行わず、中央制御室換気系の隔離等の</u>5. の<u>対策により、運転員を防護する設計としている</u>ことを確認した。</p>

6) 有毒ガス防護に対する妥当性の判断

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>6. 有毒ガス防護に対する妥当性の判断                      運転・対処要員に対する有毒ガス防護の妥当性を判断するに当たり、6. 1及び6. 2を確認する。</p> <p>6. 1 対象発生源がある場合の対策</p> <p>6. 1. 1 運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度                      有毒ガス影響評価の結果、原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度が、有毒ガス防護判断基準値を下回ることを確認する。</p> <p>6. 1. 2 スクリーニング評価結果を踏まえて行う対策</p> <p>6. 1. 2. 1 敷地内の対象発生源への対応                      (1) 有毒ガスの発生及び到達の検出                      有毒ガスの発生及び到達の検出について、1)及び2)を確認する。（解説-8）</p> <p>1) 有毒ガスの発生の検出                      次の項目を踏まえ、敷地内の対象発生源（固定源）の近傍において、有毒ガス発生又は発生の兆候を検出する装置が設置されていること。                      -当該装置の選定根拠が示されていること。                      -検出までの応答時間が適切であること。</p> <p>2) 有毒ガスの到達の検出                      次の項目を踏まえ、原子炉制御室等の換気空調設備等において、有毒ガスの到達を検出するための装置が設置されていること。                      -当該装置の選定根拠が示されていること。                      -有毒ガス防護判断基準値レベルよりも十分低い濃度レベルで検出できること。                      -検出までの応答時間が適切であること。</p>	<p>1 対象発生源がある場合の対策</p> <p>1. 1 運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度                      ①有毒ガス影響評価の結果、原子炉制御室内の運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度が、有毒ガス防護判断基準値を下回ることを確認。</p> <p>1. 2 スクリーニング評価結果を踏まえて行う対策</p> <p>1. 2. 1 敷地内の対象発生源への対応                      ①有毒ガスの発生及び到達の検出について、(1)～(2)を確認。                      (1)有毒ガスの発生の検出について、次の項目を踏まえ、敷地内の対象発生源（固定源）の近傍において、有毒ガス発生又は発生の兆候を検出する装置が設置されていること。                      -当該装置の選定根拠が示されていること。                      -検出までの応答時間が適切であること。                      (2)有毒ガスの到達の検出について、次の項目を踏まえ、原子炉制御室の換気空調設備等において、有毒ガスの到達を検出するための装置が設置されていること。                      -当該装置の選定根拠が示されていること。                      -有毒ガス防護判断基準値レベルよりも十分低い濃度レベルで検出できること。                      -検出までの応答時間が適切であること。</p> <p>②有毒ガスの警報について、(1)～(4)を確認する。                      (1)原子炉制御室に、前項①(1)及び(2)の検出装置からの信号を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。                      (2)「警報する装置」は、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うことができること。                      (3)有毒ガスの警報は、原子炉制御室の運転・対処要員が適切に確認できる場所に設置されていること</p>	<p>①固定源については、「2) 固定源及び可動源の調査」において対象発生源がないことを確認したため、対策を行わない。なお、<b>有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減するための防液堤は、保守管理及び運用管理を適切に実施する</b>ことを確認した。                      可動源については、スクリーニング評価は行わず、対策を行うことが示されている。</p> <p>①                      (1)敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの発生の検出は不要であることが示されている。                      (2)敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの発生の検出は不要であることが示されている。                      敷地内の可動源に対しては、発電所敷地内へ入構する際、立会人等を入構箇所に派遣し、受け入れ完了までに可動源に随行・立会を実施する手順及び実施体制を整備することとしていることが示されている。</p> <p>②固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、有毒ガスの警報は不要であることが示されている。                      可動源に対しては、人による認知が期待できることから、検出する装置が不要のため、有毒ガスの警報も不要であることが示されている。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>(2) 有毒ガスの警報 有毒ガスの警報について、①～④を確認する。 (解説-8)</p> <p>①原子炉制御室及び緊急時制御室に、前項(1)1)及び2)の検出装置からの信号を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。</p> <p>②緊急時対策所については、前項(1)2)の検出装置からの信号を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。</p> <p>③「警報する装置」は、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うことができること。</p> <p>④有毒ガスの警報は、原子炉制御室等の運転・対処要員が適切に確認できる場所に設置されていること（例えば、見やすい場所に設置する等。）。</p> <p>(3) 通信連絡設備による伝達 通信連絡設備による伝達について、①及び②を確認する。</p> <p>①既存の通信連絡設備により、有毒ガスの発生又は到達を検知した運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>②敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>(4) 防護措置 原子炉制御室等内及び重要操作地点において、運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒</p>	<p>(例えば、見やすい場所に設置する等。)</p> <p>③通信連絡設備による伝達について、(1)～(2)を確認する。</p> <p>(1)既存の通信連絡設備により、有毒ガスの発生又は到達を検知した運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>(2)敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>④防護措置として、原子炉制御室内において、運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を踏まえ、必要に応じて(1)～(5)の防護措置を講じることを有毒ガス影響評価において前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認。</p> <p>(1)防護措置として換気空調設備の隔離を講じる場合、以下の事項を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>対象発生源から発生した有毒ガスを原子炉制御室の換気空調設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること。</li> <li>隔離時の酸欠防止等を考慮して外気取り入れの再開が可能であること。</li> </ul> <p>(2)防護措置として原子炉制御室の正圧化を講じる場合は、以下の事項を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>加圧ポンベによって原子炉制御室を正圧化する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、加圧に必要な期間に対して十分な容量の加圧ポンベが配備されること。また、加圧ポンベの容量は、有毒ガスの発生時用に確保されること（放射性物質の放出時等との兼用は不可。）。</li> <li>中和作業の所要時間を考慮して、加圧ポンベの容</li> </ul>	<p>③</p> <p>(1)敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源がないため、通信連絡設備による伝達は不要であることが示されている。敷地内の可動源に対しては、通信連絡設備により、有毒ガスの発生又は到達を検知した運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制を整備することとしていることが示されている。</p> <p>(2)敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を中央制御室の当直長に知らせ、運転員から当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制を整備することが示されている。別紙11-2において、敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る実施体制及び手順が示されている。</p> <p>④</p> <p>(1)敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源でないため、防護措置は不要であることが示されている。敷地内の可動源に対しては、異常発生時に換気空調設備の隔離を行うための手順及び実施体制を整備することが示されている。また、敷地内可動源からの有毒ガスの発生が終息したことを確認した場合は、速やかに外気取り入れを再開することが示されている。別紙11-2において、敷地内可動源からの有毒ガス防護に係る実施体制及び手順が示されている。</p> <p>(2)中央制御室の正圧化は実施しないことが示されている。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を踏まえ、必要に応じて1)～5)の防護措置を講じることを有毒ガス影響評価において前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。</p> <p>1) 換気空調設備の隔離 防護措置として換気空調設備の隔離を講じる場合、①及び②を確認する。</p> <p>①対象発生源から発生した有毒ガスを原子炉制御室等の換気空調設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること。</p> <p>②隔離時の酸欠防止等を考慮して外気取り入れの再開が可能であること。</p> <p>2) 原子炉制御室等の正圧化 防護措置として原子炉制御室等の正圧化を講じる場合は、①～④を確認する。</p> <p>①加圧ポンベによって原子炉制御室等を正圧化する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、加圧に必要な期間に対して十分な容量の加圧ポンベが配備されること。また、加圧ポンベの容量は、有毒ガスの発生時用に確保されること（放射性物質の放出時用等との兼用は不可。）。</p> <p>②中和作業の所要時間を考慮して、加圧ポンベの容量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり の想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の場合、堰全体に広がること が想定されていること等。）。</p> <p>③原子炉制御室内の正圧が保たれているかどうか確認できる測定器が配備されること。</p> <p>④原子炉制御室等を正圧化するための手順及び</p>	<p>量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり の想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の場合、堰全体に広がること が想定されていること等。）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御室内の正圧が保たれているかどうか確認できる測定器が配備されること。</li> <li>・原子炉制御室を正圧化するための手順及び実施体制が整備されること。</li> </ul> <p>(3) 防護措置として空気呼吸具等及び防護服の配備を講じる場合は、1)～4)を確認する。なお、対象発生源の場合、有毒ガスが特定できるため、防毒マスクを配備してもよい。</p> <p>1) 空気呼吸具等及び防護服を着用する場合、運転操作に悪影響を与えないこと。空気呼吸具等及び防護服は、原子炉制御室内にとどまる人数に対して十分な数が配備されること。</p> <p>2) 空気呼吸具等を使用する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、空気呼吸具等を着用している時間に対して十分な容量の空気ポンベ又は吸収缶（以下「空気ポンベ等」という。）が原子炉制御室内近傍に適切に配備されること。なお、原子炉制御室内近傍に全て配備できない場合には、継続的に供給できる手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>3) 原子炉制御室内の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が空気呼吸具等の使用を開始できること。</p> <p>4) 空気呼吸具等を使用するための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>(4) 防護措置として敷地内の有毒化学物質の中和等の</p>	<p>(3)</p> <p>1) 全面マスクを着用した場合においても、操作に必要な視界が確保されること、相互のコミュニケーションが可能であること、操作に関する運転員の動作を阻害するものでないことから、中央制御室での運転操作に支障が生じることはないことを確認した。また、中央制御室内にとどまる人数に対して十分な数の全面マスクを配備することとしていることが示されている。</p> <p>2) 全面マスクを着用している時間に対して十分な数量の吸収缶を中央制御室に配備することとしていることが示されている。</p> <p>3, 4) 中央制御室内の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が全面マスクの使用を開始できるように実施体制及び手順を整備することとしていることが示されている。</p> <p>(4) 敷地内可動源からの漏えい時には、有毒ガスの発生を終息させるための活動を速やかに行うための手順</p>



設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>実施体制が整備されること。</p> <p>3) 空気呼吸具等の配備</p> <p>防護措置として空気呼吸具等及び防護服の配備を講じる場合は、①～④を確認する。なお、対象発生源の場合、有毒ガスが特定できるため、防毒マスクを配備してもよい。</p> <p>①空気呼吸具等及び防護服を着用する場合、運転操作に悪影響を与えないこと。空気呼吸具等及び防護服は、原子炉制御室等内及び重要操作地点にとどまる人数に対して十分な数が配備されること。</p> <p>②空気呼吸具等を使用する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、空気呼吸具等を着用している時間に対して十分な容量の空気ポンベ又は吸収缶（以下「空気ポンベ等」という。）が原子炉制御室等内又は重要操作地点近傍に適切に配備されること。なお、原子炉制御室等内又は重要操作地点近傍に全て配備できない場合には、継続的に供給できる手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>空気ポンベ等の容量については、次の項目を確認する。</p> <p>－有毒ガス影響評価を基に、有毒ガスの放出継続時間に対して、容量が確保されること。</p> <p>－有毒ガス影響評価を行わない場合は、対象発生源の有毒化学物質保有量等から有毒ガスの放出継続時間を想定し、容量を確保してもよい。</p> <p>－中和作業の所要時間を考慮して、空気ポンベ等の容量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり等の想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の場合、堰</p>	<p>措置を講じる場合、有毒ガスの発生を終息させるための活動（漏えいした有毒化学物質の中和等）を速やかに行うための手順及び実施体制が整備されることを確認する。</p> <p>(5) その他の防護措置として、以下の事項を確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・空気浄化装置を利用する場合には、その浄化能力に対する技術的根拠が示されていること。</li> <li>・インリーク率の低減のための設備（加圧設備以外）を利用する場合、設備設置後のインリーク率が示されていること。</li> <li>・その他の防護具等を考慮する場合は、その技術的根拠が示されていること。</li> </ul>	<p>及び実施体制を整備していることが示されている。</p> <p>別紙11-3において、敷地内可動源に対する有毒化学物質の処理等の措置に係る実施体制及び手順が示されている。</p> <p>(5) その他の防護措置は実施していないことが示されている。</p>
	<p>1. 2. 2 敷地外の対象発生源への対応</p> <p>①敷地外からの連絡について、敷地外で有毒ガスが発生した場合、その発生を原子炉制御室又は緊急時制御室内の運転員に知らせる仕組み（例えば、次の情報源から有毒ガスの発生事故情報を入手し、運転員に知らせるための手順及び実施体制）が整備されること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－消防、警察、海上保安庁、自衛隊</li> <li>－地方公共団体（例えば、防災有線放送、防災行政無線、防災メール、防災ラジオ等）</li> <li>－報道（例えば、ニュース速報等）</li> <li>－その他有毒ガスの発生事故に係る情報源</li> </ul> <p>②通信連絡設備による伝達として、敷地外からの連絡があった場合には、既存の通信連絡設備により、運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されること。敷地外からの連絡がなくても、敷地内で異臭がする等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>③防護措置として、原子炉制御室内において、運転・対処要員の吸気中が有毒ガス防護判断基準値</p>	<p>①②③敷地外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源でないため、敷地外からの連絡、通信連絡設備による伝達及び防護措置は不要であることが示されている。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>全体に広がることが想定されていること等。）。</p> <p>ー容量は、有毒ガスの発生時に確保されること（空気の容量については、放射性物質の放出時用等との兼用は不可。ただし、空気ポンプ以外の器具（面体を含む。）は、兼用してもよい。）。</p> <p>③原子炉制御室等内及び重要操作地点の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が空気呼吸具等の使用を開始できること。（解説-9）</p> <p>④空気呼吸具等を使用するための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>4) 敷地内の有毒化学物質の中和等の措置 防護措置として敷地内の有毒化学物質の中和等の措置を講じる場合、有毒ガスの発生を終息させるための活動（漏えいした有毒化学物質の中和等）を速やかに行うための手順及び実施体制が整備されることを確認する。（解説-10）</p> <p>5) その他</p> <p>①空気浄化装置を利用する場合には、その浄化能力に対する技術的根拠が示されていること。</p> <p>②インリーク率の低減のための設備（加圧設備以外）を利用する場合、設備設置後のインリーク率が示されていること。</p> <p>③その他の防護具等を考慮する場合は、その技術的根拠が示されていること。</p> <p>（解説-8）有毒ガスの発生及び到達を検出し警報する装置</p> <p>●有毒ガスの発生を検出する装置については、必ずしも有毒ガスの発生そのものではなく、有毒ガスの発生の兆候を検出することとしてもよ</p>	<p>を超えないよう、スクリーニング評価結果を基に、有毒ガス影響評価において、必要に応じて防護措置を講じることを前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。確認項目は、1. 2. 1④と同じとする。</p>	

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>い。例えば、検出装置として貯蔵タンクの液位計を用いており、当該液位計の故障等によって原子炉制御室及び緊急時制御室への信号が途絶えた場合、その信号の途絶を貯蔵タンクの損傷とみなし、有毒ガスの発生の兆候を検出したとしてもよい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●有毒ガスの到達を検出するための装置については、検出装置の応答時間を考慮し、防護措置のための時間的余裕が見込める場合は、可搬型でもよい。また、当該装置に警報機能がある場合は、その機能をもって有毒ガスの到達を警報する装置としてもよい。</li> <li>●敷地内可動源については、人による認知が期待できることから、発生及び到達を検出する装置の設置は求めないこととした。</li> <li>●有毒ガスが検出装置に到達してから、検出装置が応答し警報装置に信号を送るまでの時間について、その後の対応等に要する時間を考慮しても、必要な時間までに換気空調設備の隔離を行えるものであること。</li> </ul> <p>（解説-9）米国におけるIDLH と空気呼吸具の使用との関係                  米国では、急性毒性の判断基準としてIDLH が用いられている。IDLH 値の例を表4 に示す。30分間のばく露を想定したIDLH 値は、多数の有毒ガスについて空気呼吸具の選択のために策定されており、米国規制指針参5において、有毒化学物質の漏えい等の検出から2分以内に空気呼吸具の使用を開始すべきとされ、解説参7では、この2分という設定はIDLH値の使用における安全余裕を与えるものであるとされている。</p> <p>（解説-10）有毒ガスばく露下で作業予定の要員について                  有毒ガスの発生時に有毒ガスばく露下での作業（漏えいした有毒化学物質の中和等）を行う予定</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>の要員についても、手順及び実施体制を整備すべき対象に含まれることから、空気呼吸具等及び必要な作業時間分の空気ボンベ等の容量が配備されていることを確認する必要がある（6.2の対策においては、防毒マスク及び吸収缶を除く。）。</p> <p>6.1.2.2 敷地外の対象発生源への対応</p> <p>（1）敷地外からの連絡</p> <p>敷地外で有毒ガスが発生した場合、その発生を原子炉制御室又は緊急時制御室内の運転員に知らせる仕組み（例えば、次の情報源から有毒ガスの発生事故情報を入手し、運転員に知らせるための手順及び実施体制）が整備されること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－消防、警察、海上保安庁、自衛隊</li> <li>－地方公共団体（例えば、防災有線放送、防災行政無線、防災メール、防災ラジオ等）</li> <li>－報道（例えば、ニュース速報等）</li> <li>－その他有毒ガスの発生事故に係る情報源</li> </ul> <p>（2）通信連絡設備による伝達</p> <p>①敷地外からの連絡があった場合には、既存の通信連絡設備により、運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>②敷地外からの連絡がなくても、敷地内で異臭がする等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>（3）防護措置</p> <p>原子炉制御室等内及び重要操作地点において、運転・対処要員の吸気中が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を基に、有毒ガス影響評価において、必要に応じて防護措置を講じることを前提としている場合には、</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。確認項目は、6. 1. 2. 1（4）と同じとする。（解説-11）</p> <p>（解説-11）敷地外において発生する有毒ガスの認知</p> <p>敷地外の対象発生源で、有毒ガスの種類が特定できるものについて、有毒ガス影響評価において、有毒ガスの到達と敷地外からの連絡に見込まれる時間の関係などにより、防護措置の一部として、当該発生源からの有毒ガスの到達を検出するための設備等を前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。</p>		

2.16.1 適合方針（第59条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.16 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.16 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 居住性を確保するための設備</p> <p>a-1 換気空調設備及び遮蔽設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室換気系</li> <li>・中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）</li> <li>・中央制御室遮蔽</li> <li>・中央制御室待避室遮蔽</li> <li>・常設代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・代替所内電気設備 【57条】電源設備</li> </ul> <p>a-2 中央制御室の照明を確保する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・LED ライト（三脚タイプ）</li> <li>・常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・代替所内電気設備 【57条】電源設備</li> </ul> <p>a-3 差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室差圧計</li> <li>・待避室差圧計</li> <li>・酸素濃度計</li> <li>・二酸化炭素濃度計</li> </ul> <p>a-4 通信連絡設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・無線通信設備（固定型） 【62条】通信連絡設備</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備（固定型） 【62条】通信連絡設備</li> <li>・常設代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・代替所内電気設備 【57条】電源設備</li> </ul> <p>a-5 プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）</li> <li>・常設代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・代替所内電気設備 【57条】電源設備</li> </ul> <p>b. 汚染の持ち込みを防止するための設備                      運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計することを確認した。</p> <p>c. 原子炉格納容器から漏えいする空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系排気ファン</li> <li>・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置</li> <li>・常設代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・代替所内電気設備 【57条】電源設備</li> </ul> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「1. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.16.2 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について記載されている）。                      補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路（伝送路）として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室換気系ダクト</li> <li>・中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁、中央制御室給気外側隔離弁、中央制御室給気内側隔離弁、中央制御室非常用再循環装置</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	入口隔離弁） ・中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁） ・無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ） ・衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ） ・前置ガス処理装置 ・後置ガス処理装置 ・非常用ガス処理系 配管・弁 ・非常用ガス処理系排気管 ・原子炉建物原子炉棟 上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。 （設備の目的） ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。 ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。
（機能喪失の想定） ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）
（系統構成） ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。 ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。
（その他の設備） ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。 <BWRの場合> 例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。 （ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

a. 居住性を確保するための設備

確認結果（島根2号）
a-1：換気空調設備及び遮蔽設備 （設備の目的） ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽を使用する。また、代替交流電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備を使用することを確認した。なお、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とすることを確認した。 ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。 ・ 中央制御室換気系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において、粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタを内蔵した非常用チャコール・フィルタ・ユニット並びにチャコール・フィル



タ・ブースタ・ファンからなる非常用ラインを設け、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した外気を取り込み、中央制御室を正圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。

- ・ 炉心の著しい損傷後の格納容器フィルタベント系を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室換気系は外気との連絡口を遮断し、非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通る系統隔離運転モードとすることにより、中央制御室バウンダリを外気から隔離するとともに、中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。
- ・ 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）の機能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。
- ・ 再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第6.10-1図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図）（居住性を確保するための設備（中央制御室換気系））及び第6.10-2図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図（居住性を確保するための設備（中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）））と追補の運転モードごとの中央制御室換気系概要図（第1.16-1図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第6.10-1図、第6.10-2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図へ示されている。（参照：「中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）概略系統図（非常時運転モード（加圧運転（プルーム通過前及びプルーム通過後））」等）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が示されている。（参照：「中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）概略系統図（非常時運転モード（加圧運転（プルーム通過前及びプルーム通過後））」等）

a-2：中央制御室の照明を確保する設備

（設備の目的）

- ① 想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である非常用照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、LEDライト（三脚タイプ）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 可搬型照明（SA）の照明は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において設計基準対象施設である非常用照明が使用できない場合を想定することを確認した。

（系統構成）

- ④ 照明設備のため、系統構成は示されていない。
- ⑤ 同上。

a-3：中央制御室内及び中央制御室待避室内の差圧、酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備

（設備の目的）

- ① 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、外気と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていること、及び中央制御室と中央制御室待避室との間が正圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、中央制御室差圧計及び待避室差圧計を使用することを確認した。また、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 中央制御室には中央制御室差圧計を設置することで、中央制御室換気系により中央制御室バウンダリを正圧化できていることを把握可能な設計とする。また、中央制御室待避室には待避室差圧計を設置するこ

とで、中央制御室待避室正圧化装置により中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密空間を正圧化できていることを把握可能な設計とする。

- ・ 中央制御室及び中央制御室待避室には、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管することで、中央制御室及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において中央制御室及び中央制御室待避所の居住性を確保されることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成は示されていない。  
⑤ 同上。

#### a-4 通信連絡設備

（設備の目的）

- ① 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避所に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 中央制御室は、重大事故等時において、発電所内の通信連絡が必要な場所との通信連絡を行うための設備として無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を設置する設計とする。また、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。
  - ・ 中央制御室待避室には、炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室待避室に待避した場合においても、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置することで、継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし、必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。
- 中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うことができる設計とする。
- ・ 無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において、発電所内の通信連絡が必要な場所との通信連絡を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 通信連絡設備のため、系統構成は示されていない。  
⑤ 同上。

#### a-5 データ表示装置（待避所）

（設備の目的）

- ① 炉心の著しい損傷が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避所の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。
  - ・ プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、中央制御室待避室に待避した場合場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）のため、系統構成がないことを確認した。  
⑤ 同上。

**b. 汚染の持ち込みを防止するための設備**

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とすることを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるために必要な資機材を配備する設計とする。
  - ・身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう、必要な資機材を配備する設計とする。
  - ・照明については、資機材としてチェンジングエリア用照明を配備する。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 区画のため、系統構成がないことを確認した。
- ⑤ 同上。

**c. 運転員等の被ばくを低減するための設備**

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、非常用ガス処理系及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒に沿わせて設ける排気管を通して原子炉建物外に排気する重大事故等対処設備として非常用ガス処理系を設置する設計とする。
  - ・原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる設計とする。
  - ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止可能な設計とする。
  - ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室から遠隔操作又は現場において人力による操作が可能な設計とする。
  - ・非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 6.10-4 図中央制御室（重大事故等時）系統概要図）と追補の非常用ガス処理系概要図（運転時）（第 1.16-21 図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ④で示す設備が概略系統図（第 6.10-4 図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用できることを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第59条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するもの除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p>	
<p>2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>① 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>① について以下のとおり確認した。</p> <p>再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、並びにLEDライト（三脚タイプ）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>①-1 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定していることを確認。</p>	<p>①-1</p> <p>運転員等の被ばくの実効線量が7日間で100mSvを超えないように、全面マスク等の着用、運転員等の交代を考慮、非常用ガス処理系の運転、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの閉状態の維持又は閉止装置により運転員等の被ばく低減を図るとともに、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は人力操作が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>なお、中央制御室内での運転員の被ばくによる実効線量については、運転員の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定し、格納容器フィルタベント系を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員の交代を考慮した上で、7日間で約51mSvと評価されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から最も厳しくなる事故シーケンスとして、「冷却材</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>①-2 炉心の著しい損傷が発生した場合におけるグラウンドシャインを含めた被ばく評価にあつては、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されていることを確認。</p>	<p>喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定していること、中央制御室の被ばく評価が7日間で格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で約51mSvであること等が示されている。（参照：「原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」）</p> <p>①-2 補足説明資料において、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されている。（参照：「原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」） （参照：「原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」）</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</li> <li>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</li> <li>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</li> </ul> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認。</p>	<p>②、③ 全面マスク等（電動ファン付き全面マスク又は全面マスク）の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備するとしていることを確認した。</p> <p>④ 運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>⑤ 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認。</p>	<p>⑤ について以下のとおり確認した。 重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とすることを確認した。</p>
<p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニユラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>⑥ 原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等を設置することを確認。</p>	<p>⑥ について以下のとおり確認した。 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器から原子炉建物内に放射性物質を含む気体が漏えいした場合において運転員の被ばくを低減するため、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒に沿わせて設ける排気管を通して原子炉建物外に排気する重大事故等対処設備として非常用ガス処理系を設置する設計とすることを確認した。</p>
<p>e) BWR にあつては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p> <p>⑦原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>	<p>⑦について以下のとおり確認した。 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放時に、容易かつ確実に開口部の閉止が可能な設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、現場において人力により操作できる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

### 2.16.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

#### a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが常設重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
中央制御室換気系及び非常用ガス処理系	以下の設計方針であることを確認した。 ・非常用交流電源設備に加えて常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用ガス処理系排気ファン及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	以下の設計方針であることを確認した。 ・計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とする。

#### b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備は無いが可搬型重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
LEDライト（三脚タイプ）	以下の設計方針であることを確認した。 ・非常用照明に対して電源の多様性を有していることを確認した。 ・中央制御室の非常用照明と電気的分離を図り、同時に機能が損なわれることがない設計とする。 補足説明資料において、LEDライト（三脚タイプ）の設備仕様等が示されている。（参照：「原子炉制御室について（被ばく評価除く）」）

<添付八：6.10.2.2.1 多様性、位置的分散>

#### c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

#### d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置することを確認した。

59条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備はないため、対象外とする。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
LEDライト（三脚タイプ）	以下の設計方針であることを確認した。 ・風(台風)、竜巻、低温、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた制御室建物4階に保管する設計とする。

<添付八：6.10.2.2.1多様性、位置的分散>

2.16.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽	以下の設計方針であることを確認した。 ・中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽は、制御室建物と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。中央制御室待避室遮蔽は制御室建物内に設置し、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及びLEDライト（三脚タイプ）	以下の設計方針であることを確認した。 ・再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及びLEDライト（三脚タイプ）は、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンベ）、LEDライト（三脚タイプ）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、固定により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
非常用ガス処理系	以下の設計方針であることを確認した。 ・非常用ガス処理系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

<添付八：6.10.2.2.2 悪影響防止>



2.16.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	以下の設計方針であることを確認した。 ・設計基準事故対処設備の中央制御室換気系と兼用しており、運転員を過度の被ばくから防護するための中央制御室内の換気に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。
非常用チャコール・フィルタ・ユニット	以下の設計方針であることを確認した。 ・設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、想定される重大事故等時においても、中央制御室の運転員を過度の被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。
中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）	以下の設計方針であることを確認した。 ・想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため、中央制御室待避室を正圧化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを15本使用する。保有数は、15本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として35本の合計50本を保管する。
プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	以下の設計方針であることを確認した。 ・中央制御室待避室に待避中の運転員が、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの表示が可能なものを1台使用する。保管数は、1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する設計とする。
中央制御室差圧計及び待避室差圧計	以下の設計方針であることを確認した。 ・中央制御室差圧計は、中央制御室の正圧化された室内と外気との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。 ・待避室差圧計は、中央制御室待避室の正圧化された室内と中央制御室との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。
非常用ガス処理系排気ファン	以下の設計方針であることを確認した。 ・設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに、排気筒に沿わせて設ける排気管を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

<添付八：6.10.2.2.4 容量等>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
LEDライト（三脚タイプ）	以下の設計方針であることを確認した。 ・想定される重大事故等時に、運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを2個使用する。保有数は、2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計3個を保管する設計とする。
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 ・中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、各2個使用する。保有数は、各2個に加えて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各1個の合計各3個を保管する設計とする。

### 2.16.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、LEDライト（三脚タイプ）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 ・制御室建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
再循環用ファン、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン、非常用チャコール・フィルタ・ユニット及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）	以下の設計方針であることを確認した。 ・廃棄物処理建物の中央制御室バウンダリ内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
非常用ガス処理系排気ファン	以下の設計方針であることを確認した。 ・原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）及びプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、	以下の設計方針であることを確認した。 ・接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
非常用ガス処理系	以下の設計方針であることを確認した。 ・想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
LEDライト（三脚タイプ）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 ・接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

## 2.16.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
中央制御室遮蔽	以下の設計方針であることを確認した。 ・制御室建物と一体構造とし、重大事故等時において、特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。
中央制御室待避室遮蔽	以下の設計方針であることを確認した。 ・中央制御室内に設置されており、重大事故等時において、特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。
プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	以下の設計方針であることを確認した。 ・通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・汎用の電源ケーブル及びネットワークケーブルを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し、原子炉施設の主要な計測装置を継続して監視が可能な設計とする。
中央制御室差圧計及び待避室差圧計	以下の設計方針であることを確認した。 ・通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・操作を必要とせず、直ちに指示を監視することが可能な設計とする。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。 ・電源供給ができない場合においても、現場において人力による操作が可能な設計とする。
中央制御室換気系	以下の設計方針であることを確認した。 ・中央制御室の操作スイッチにより中央制御室で操作可能な設計とする。 ・中央制御室換気系弁の運転モード切替に使用する空気作動弁は、駆動源（空気）が喪失した場合又は電源供給ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動操作ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。
非常用ガス処理系	以下の設計方針であることを確認した。 ・起動に使用する空気作動弁は、駆動源（空気）が喪失した場合又は電源が喪失した場合に開となり、現場での人力による操作が不要な構造とする。 ・非常用ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。 ・中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）	以下の設計方針であることを確認した。 ・通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・重大事故等時において、現場での弁操作により、通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。 ・設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。
LEDライト（三脚タイプ）	以下の設計方針であることを確認した。 ・通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電源ケーブルの接続は、コンセントによる接続とし、接続規格を統一することで、確実に接続が可能な設計とする。</li> <li>・人力による持ち運びが可能な設計とする。</li> <li>・付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</li> </ul>
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</li> <li>・人力による持ち運びが可能な設計とする。</li> </ul>

**（２）試験・検査（第43条第1項第3号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、LEDライト（三脚タイプ）、中央制御室差圧計、待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子炉の運転中又は停止中に、系統隔離運転モード及び加圧運転モードによる機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> <li>・発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</li> </ul>
非常用チャコール・フィルタ・ユニット	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子炉の運転中又は停止中に、系統隔離運転モード及び加圧運転モードによる機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> <li>・発電用原子炉の運転中又は停止中に差圧確認が可能な設計とする。</li> <li>・発電用原子炉の停止中に内部確認を行えるように、点検口を設ける設計とし、性能の確認を行えるように、フィルタを取り出すことが可能な設計とする。</li> </ul>
非常用ガス処理系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> <li>・非常用ガス処理系排気ファンは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</li> </ul>

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（監視設備（第31条）及び監視測定設備（第60条））

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認する。

重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.17で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第60条及び第43条への適合性を確認する。

監視設備及び監視測定設備（第31条及び第60条）

1. 適合方針（第31条関係）	31&60-2
2. 17.1 適合方針（第60条関係）	31&60-3
(1) 設置許可基準規則への適合	31&60-3
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	31&60-3
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	31&60-4
a. 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	31&60-5
b. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	31&60-5
c. 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	31&60-6
d. 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	31&60-6
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	31&60-7
2. 17.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	31&60-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	31&60-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	31&60-10
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	31&60-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	31&60-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	31&60-10
2. 17.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	31&60-11
2. 17.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	31&60-12
2. 17.3 環境条件等	31&60-13
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	31&60-13
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	31&60-13
2. 17.4 操作性及び試験・検査性について	31&60-14
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	31&60-14
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	31&60-14

1. 適合方針（第31条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(解釈) 第31条（監視設備） 5 第31条において、モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。</p>	<p>モニタリングポストは、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計とすることを確認する。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認する。</p> <p>① 非常用所内電源に接続する場合は、無停電電源等により、外部電源喪失時（非常用所内電源への切替えまでの期間）においても機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認。</p> <p>② 非常用所内電源に接続せず無停電電源等により供給する場合は、当該装置が外部電源喪失時（常用電源の復旧までの期間）においても機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認。</p> <p>③ 伝送系は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションから原子炉制御室その他当該情報を伝送する必要がある場所までを有線と無線による伝送により、多様性を有していることを確認。</p>	<p>① <b>モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続するとともに、モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電力の供給を可能とする設計とすることを確認した。</b></p> <p>補足説明資料において、以下の項目が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 配置図</li> <li>・ 計測範囲等</li> <li>・ 電源構成概略図</li> </ul> <p>② ①を参照。 補足説明資料において、モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続しており、電源復旧までの期間、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な設計とすること及び専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とすることを確認した。また、代替交流電源設備として常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電が可能な設計とすることが示されている。</p> <p>③ <b>中央制御室及び緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線により多様性を有する設計とすることを確認した。モニタリング・ポストの指示値は中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とすることを確認した。</b> 補足説明資料において、伝送概略図が示されている。</p>

2.17.1 適合方針（第60条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項案	確認結果（島根2号）
<p>（監視測定設備）</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.17 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.17 により抽出された手順ごとに重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定                  ・可搬式モニタリング・ポスト                  ※ モニタリング・ポストの代替</p> <p>b. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定                  ・放射能測定装置                  可搬式ダスト・よう素サンプラ                  NaI シンチレーション・サーベイ・メータ                  GM 汚染サーベイ・メータ                  ※ 放射能観測車の代替</p> <p>c. 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定                  ・放射能測定装置                  可搬式ダスト・よう素サンプラ                  NaI シンチレーション・サーベイ・メータ                  GM 汚染サーベイ・メータ  <math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ                  電離箱サーベイ・メータ                  ・小型船舶</p>

審査の視点及び確認事項案	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>d. 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定 ・可搬式気象観測装置</p> <p>e. モニタリング・ポストの代替交流電源設備 ・常設代替交流電源設備【57条】電源設備</p> <p>添付資料1.17.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>なお、可搬式モニタリング・ポストの電源は、蓄電池により7日間以上連続で稼働できる設計としており、蓄電池を交換することにより継続して計測できる。また、測定したデータは、可搬式モニタリング・ポストの電子メモリに記録するとともに、衛星系回線により、緊急時対策所に伝送することができる設計とする等、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の計測の継続性が示されている。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、3.17.2.1.3 設置許可基準規則第43条第1項一への適合状況以降に記載されている）。</p> <p>当該の補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている。（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）</p> <p>③ ①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備がないことを確認した。</p> <p>また、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項案
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p> <p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p> <p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p> <p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p>



例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。  
 （ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

**a. 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定**

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定）として、可搬式モニタリング・ポストを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 可搬式モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。
  - ・ 可搬式モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側及び緊急時対策所付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。
  - ・ 可搬式モニタリング・ポストの指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬式モニタリング・ポストで測定した放射線量は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。
  - ・ 可搬式モニタリング・ポストの電源は、蓄電池を使用する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ モニタリング・ポストの放射線量に対する測定機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④⑤ ①で示す設備の保管場所及び設置場所が（第8.1-2図 可搬式モニタリング・ポストの保管場所及び設置場所図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。

**b. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定**

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ、よう素モニタの代替としてNaIシンチレーション・サーベイ・メータ、ダストモニタの代替としてGM汚染サーベイ・メータ）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。
  - ・ 放射能測定装置のうちNaIシンチレーション・サーベイ・メータ及びGM汚染サーベイ・メータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬式ダスト・よう素サンプラの電源は、蓄電池を使用する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、よう素モニタ又はダストモニタが機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④⑤ ①で示す設備の保管場所及び使用場所が（第8.1-3図 放射能測定装置の保管場所及び使用場所）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

c. 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンブラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、 $\alpha$ ・ $\beta$ 線サーベイ・メータ、電離箱サーベイ・メータ）及び小型船舶を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。
  - ・ 発電所の周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。放射能測定装置のうち NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、 $\alpha$ ・ $\beta$ 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬式ダスト・よう素サンブラの電源は、蓄電池を使用する設計とする。
  - ・ 放射能測定装置は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を測定機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ ⑤ ①で示す設備が第 8.1-3 図（放射能測定装置の保管場所及び使用場所図）に、小型船舶保管場所及び使用場所が第 8.1-4 図（小型船舶の保管場所及び使用場所図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。

d. 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬式気象観測装置を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 可搬式気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とし、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する。
  - ・ 可搬式気象観測装置の指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。
  - ・ 可搬式気象観測装置で測定した風向、風速その他の気象条件は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。
  - ・ 可搬式気象観測装置の電源は、蓄電池を使用する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 気象観測設備が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ ⑤ ①で示す設備の保管場所及び使用場所が（第 8.1-5 図（可搬式気象観測装置の保管場所及び設置場所図））に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>①モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであることを確認。</p>	<p>①炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるモニタリング設備等を整備することを以下のとおり確認した。</p> <p>○放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備</p> <p>a. 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定（可搬式モニタリング・ポスト）</p> <p>b. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定（放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ））</p> <p>c. 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定（放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ、電離箱サーベイ・メータ）（小型船舶）</p> <p>○風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬式気象観測装置</li> </ul> <p>○モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul> <p>・可搬式モニタリング・ポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。</p> <p>・放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。</p> <p>・小型船舶は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。</p>
<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性</p>	

審査の視点及び確認事項案	確認結果（島根2号）
<p>物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>②常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備することを確認。</p>	<p>② 常設モニタリング設備（モニタリング・ポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の可搬式モニタリング・ポスト設備を配備することを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定 可搬式モニタリング・ポストの保有数は、モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての6台、発電所海側での監視・測定のための3台、緊急時対策所の正圧化判断用としての1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台を保管する。</p> <p>b. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定 放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンブラ、NaI シンチレーション・サーベイ・メータ、GM 汚染サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータの保有数は、放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として2台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。放射能測定装置のうち<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。</p>
<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>③常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを以下のとおり確認した。</p> <p>a. モニタリング・ポストの代替交流電源設備 モニタリング・ポストは、非常用所内電源に接続しており、非常用所内電源が喪失した場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備から給電できる設計とし、モニタリング・ポストでの監視、及び測定、並びに記録を継続できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.17.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、監視測定設備の仕様、保管場所等が示されている。（参照：「60-8 監視測定設備について」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬式モニタリング・ポスト	可搬式モニタリング・ポストは、屋外のモニタリング・ポストと離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
放射能測定装置	放射能測定装置は、屋内に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所内に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
小型船舶	小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬式気象観測装置	可搬式気象観測装置は、屋外の気象観測設備と離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備として、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬式モニタリング・ポスト	可搬式モニタリング・ポストは、屋外のモニタリング・ポストと離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
放射能測定装置	放射能測定装置は、屋内に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所内に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とす

	ることを確認した。
小型船舶	小型船舶は、予備と分散して第1保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬式気象観測装置	可搬式気象観測装置は、屋外の気象観測設備と離れた第1保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.17.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬式モニタリング・ポスト 放射能測定装置 小型船舶 可搬式気象観測装置	可搬式モニタリング・ポスト、放射能測定装置、小型船舶及び可搬式気象観測装置は、他の設備から独立して単独で使用可能とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.17.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること等を確認した。

60条で整理する常設重大事故等対処設備はないことを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保する等により、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有することを確認した。

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「60-5 容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬式モニタリング・ポスト	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する。</li> <li>可搬式モニタリング・ポストの保有数は、モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての6台、発電所海側での監視・測定のための3台、緊急時対策所の正圧化判断用としての1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台を保管する。</li> <li>可搬式モニタリング・ポスト、可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ、電離箱サーベイ・メータ及び可搬式気象観測装置の電源は、蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる。</li> </ul>
放射能測定装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>放射能測定装置は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する。</li> <li>放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータの保有数は、放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として2台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。</li> <li>放射能測定装置のうち<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。</li> <li>可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータの電源は、蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる。</li> </ul>
小型船舶	<ul style="list-style-type: none"> <li>小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管することを確認した。</li> </ul>
可搬式気象観測装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式気象観測装置は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。</li> <li>可搬式気象観測装置の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。</li> <li>可搬式気象観測装置の電源は、蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。</li> </ul>



### 2.17.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「60-3 配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬式モニタリング・ポスト	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式モニタリング・ポストは、第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、並びに屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> <li>可搬式モニタリング・ポストの操作は、重大事故等時において設置場所で可能とする。</li> </ul>
放射能測定装置	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>放射能測定装置は、緊急時対策所内に保管し、並びに屋内又は屋外で使用し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> <li>放射能測定装置の操作は、重大事故等時において使用場所で可能とする。</li> </ul>
小型船舶	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>小型船舶は、第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、並びに屋外で使用し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> <li>小型船舶は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する。</li> <li>小型船舶の操作は、重大事故等時において使用場所で可能とする。</li> </ul>
可搬式気象観測装置	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式気象観測装置は、第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、並びに屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> <li>可搬式気象観測装置の操作は、重大事故等時において設置場所で可能とする。</li> </ul>

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬式モニタリング・ポスト	可搬式モニタリング・ポストの操作は、重大事故等時において設置場所で可能とする設計とすることを確認した。
放射能測定装置	放射能測定装置の操作は、重大事故等時において使用場所で可能とする設計とすることを確認した。
小型船舶	小小型船舶の操作は、重大事故等時において使用場所で可能とする設計とすることを確認した。
可搬式気象観測装置	可搬式気象観測装置の操作は、重大事故等時において設置場所で可能とする設計とすることを確認した。

## 2.17.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、監視測定設備の使用場所、アクセスルートがアクセスルート図（参照：「60-7 アクセスルート図」）としてそれぞれ示されている。

60条で整理する重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬式モニタリング・ポスト	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式モニタリング・ポストは、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。</li> <li>可搬式モニタリング・ポストは、測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とする。</li> </ul>
放射能測定装置	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>放射能測定装置は、屋外及び屋内のアクセスルートを通行し、人が携行して使用可能とする。</li> <li>放射能測定装置は、使用場所において、操作スイッチにより操作ができる。</li> </ul>
小型船舶	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>小型船舶は、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができる。</li> <li>小型船舶は、使用場所において、操作スイッチにより起動し、容易に操縦ができる。</li> </ul>
可搬式気象観測装置	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式気象観測装置は、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能とする。</li> <li>可搬式気象観測装置は、測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる。</li> </ul>

### （2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、図面が示されていることを確認した。（参照：「60-4 試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
可搬式モニタリング・ポスト	可搬式モニタリング・ポストは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。
放射能測定装置	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>放射能測定装置のうちNaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる。</li> <li>放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる。</li> </ul>
小型船舶	小型船舶は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とすることを確認した。
可搬式気象観測装置	可搬式気象観測装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。

島根原子力発電所2号に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急時対策所（第34条及び第61条））

設計基準対象施設としては、第34条に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計とすることを確認する。  
また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.18で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第61条及び第43条への適合性を確認する。

緊急時対策所（第34条及び第61条）

1. 適合方針（第34条関係）	34&61-2
（1）第1項への適合	34&61-2
（2）第2項への適合	34&61-3
1）有毒ガス防護対象者と対象発生源の関係	34&61-3
2）固定源及び可動源の調査	34&61-3
3）有毒ガス防護判断基準値の設定	34&61-5
4）スクリーニング評価	34&61-7
5）有毒ガス影響評価	34&61-12
6）有毒ガス防護に対する妥当性の判断	34&61-12
2. 18.1 適合方針（第61条関係）	34&61-20
（1）設置許可基準規則への適合	34&61-20
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	34&61-20
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	34&61-23
a. 居住性を確保するための設備	34&61-24
b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備	34&61-25
c. 代替電源設備からの給電	34&61-25
（2）設置許可基準規則解釈への適合	34&61-26
2. 18.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	34&61-29
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	34&61-29
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	34&61-29
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	34&61-30
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	34&61-30
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	34&61-30
2. 18.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	34&61-31
2. 18.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	34&61-32
2. 18.3 環境条件等	34&61-33
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	34&61-33
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	34&61-33
2. 18.4 操作性及び試験・検査性について	34&61-34
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	34&61-34
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	34&61-35

1. 適合方針（第34条関係）

（1）第1項への適合

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p>	<p>異常が発生した場合に適切な措置をとるための緊急時対策所を設置する方針としていることを確認する。</p> <p>① 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける方針であることを確認。</p> <p>② 代替緊急時対策所を設置する場合は、その位置づけについて確認。</p> <p>③ 「適切な措置」の内容として、技術基準第46条解釈の要求事項が考慮される方針であることを確認。</p>	<p>① 発電用原子炉施設に異常が発生した場合に、本発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、緊急時対策所を中央制御室以外の場所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、緊急時対策所までのアクセスルートが示されている。</p> <p>② 代替緊急時対策所は設置しない。</p> <p>③ 「適切な措置」として以下のとおりとすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とすることを確認した。 補足説明資料において、設置場所及び収容人員（建物及び収容人数について）が示されている。【34条-別添1-2-1~4】</li> <li>異常等に対処するために必要な情報を原子炉制御室内の運転員を介さずに正確かつ速やかに把握できる設備として、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置することを確認した。 補足説明資料において、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて確認できる主なパラメータ及びプラントデータ伝送経路が示されている。【第2.5-1図】</li> <li>発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、無線通信設備、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、通信連絡設備の概要図が示されている。【第2.6-1図】</li> <li>室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。 補足説明資料において配備する資機材等が示されている。【34条-別添1-5-17】</li> </ul>

（2）第2項への適合

1）有毒ガス防護対象者と対象発生源の関係

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>（有毒ガス防護に係る影響評価ガイド） （解説-2）有毒ガス防護対象者と発生源の関係</p> <p>①原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員 原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員については、対象発生源の有無に関わらず、有毒ガスに対する防護を求めることとした。</p> <p>②対象発生源から発生する有毒ガス（対象発生源がない場合を含む。）に係る有毒ガス防護対象者 ➤ 対象発生源から発生する有毒ガスに係る有毒ガス防護対象者 敷地内外の固定源については、特定されたハザードがあるため、設計基準事故時及び重大事故時（大規模損壊時を含む。）に有毒ガスが発生する可能性を考慮し、運転・対処要員を有毒ガス防護対象者とすることとした。 ただし、プルーム通過中及び重大事故等対処上特に重要な操作中において、敷地内に可動源が存在する（有毒化学物質の補給を行う）ことが想定し難いことから、当該可動源に対しては、運転・指示要員以外については有毒ガス防護対象者としなくてもよいこととした。</p>	<p>対象発生源に応じて、有毒ガス防護対象者を設定しているか。</p> <p>①緊急時対策所の指示要員については、対象発生源の有無にかかわらず、有毒ガス防護対象者と設定していることを確認。</p> <p>②敷地内外の固定源については、運転・対処要員を有毒ガス防護対象者と設定していること、敷地内の可動源については運転・指示要員を有毒ガス防護対象者と設定していることを確認。</p>	<p>対象発生源の有無にかかわらず、緊急時対策所の指示要員を有毒ガス防護対象者に設定していることを確認した。</p> <p>①対象発生源の有無にかかわらず、敷地内外の固定源及び敷地内の可動源に対して、緊急時対策所の指示要員を有毒ガス防護対象者に設定していることを確認した。</p> <p>②緊急時対策所の指示要員は、運転・初動要員、運転・指示要員に分類され、有毒ガス防護対象者と設定していることを確認した。</p>

2）固定源及び可動源の調査

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>3. 評価に当たって行う事項</p> <p>3. 1 固定源及び可動源の調査</p> <p>（1）敷地内の固定源及び可動源並びに原子炉制御室から半径10km以内にある敷地外の固定源を調査対象としていることを確認する。</p> <p>1) 固定源</p> <p>①敷地内に保管されている全ての有毒化学物</p>	<p>固定源及び可動源を調査し、特定しているか。</p> <p>①敷地内の固定源について、敷地内に保管されている全ての有毒化学物質を調査対象としていることを確認。</p> <p>②敷地外の固定源について、緊急時対策所から半径10km以内にある、敷地外に保管されている有毒化学物質のうち、指示要員の有毒ガス防護の観点か</p>	<p>指示要員の吸気中の有毒ガス濃度を評価するための固定源及び可動源は、第24条第3項第1号（原子炉制御室等での有毒ガス防護）と同じであることを確認した。</p> <p>①第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p> <p>②第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>質</p> <p>②敷地外に保管されている有毒化学物質のうち、運転・対処要員の有毒ガス防護の観点から、種類及び量によって影響があるおそれのある有毒化学物質</p> <p>a)原子炉制御室から半径10kmより遠方であっても、原子炉制御室から半径10km近傍に立地する化学工場において多量に保有されている有毒化学物質は対象とする。</p> <p>b)地方公共団体が定めた「地域防災計画」等の情報（例えば、有毒化学物質を使用する工場、有毒化学物質の貯蔵所の位置、物質の種類・量）を活用してもよい。ただし、これらの情報によって保管されている有毒化学物質が特定できない場合は、事業所の業種等を考慮して物質を推定するものとする。</p> <p>2)可動源</p> <p>敷地内で輸送される全ての有毒化学物質</p> <p>(2)有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法その他の理由により調査対象外としている場合には、その根拠を確認する。（解説-4）</p> <p>（解説-4）調査対象外とする場合</p> <p>貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出しても、有毒ガスが大気中に多量に放出されるおそれがないと説明できる場合。（例えば、使用場所が限定されていて貯蔵量及び使用量が少ない試薬等）</p> <p>(3)調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の名称</li> <li>－有毒化学物質の貯蔵量</li> <li>－有毒化学物質の貯蔵方法</li> <li>－原子炉制御室等及び重要操作地点と有毒ガス</li> </ul>	<p>ら、種類及び量によって影響があるおそれのある有毒化学物質を調査対象としていることを確認。</p> <p>(1) 緊急時対策所から半径10kmより遠方であっても、緊急時対策所から半径10km近傍に立地する化学工場において多量に保有されている有毒化学物質は対象としていることを確認。</p> <p>(2) 地方公共団体が定めた「地域防災計画」等の情報を活用してもよいが、これらの情報によって保管されている有毒化学物質が特定できない場合は、事業所の業種等を考慮して物質を推定していることを確認。</p> <p>③敷地内の可動源について、敷地内で輸送される全ての有毒化学物質を調査対象としていることを確認。</p> <p>④以下(1)から(4)のとおり、有毒化学物質の性状、貯蔵量、貯蔵方法その他の理由により調査対象外としている場合には、その根拠を確認。</p> <p>(1)有毒化学物質の性状を理由に調査対象外としている根拠を確認。</p> <p>(2)有毒化学物質の貯蔵量を理由に調査対象外としている根拠を確認。</p> <p>(3)有毒化学物質の貯蔵方法を理由に調査対象外としている根拠を確認。</p> <p>(4)その他の理由で有毒化学物質を調査対象外としている根拠を確認。</p> <p>⑤調査対象としている固定源及び可動源に対して、次の項目を確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の名称</li> <li>－有毒化学物質の貯蔵量</li> <li>－有毒化学物質の貯蔵方法</li> <li>－緊急時対策所と有毒ガスの発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。）</li> <li>－防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）</li> <li>－電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生</li> </ul>	<p>確認結果（島根2号）</p> <p>③第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p> <p>④第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p> <p>⑤第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>の発生源との位置関係（距離、高さ、方位を含む。）</p> <p>－防液堤の有無（防液堤がある場合は、防液堤までの最短距離、防液堤の内面積及び廃液処理槽の有無）（解説-5）</p> <p>－電源、人的操作等を必要とせずに、有毒ガス発生の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）（解説-5）</p> <p>（解説-5）対象発生源特定のためのスクリーニング評価の際に考慮してもよい設備</p> <p>有毒ガスが発生した際に、受動的に機能を発揮する設備については、考慮してもよいこととする。例えば、防液堤は、防液堤が破損する可能性があったとしても、更地となるような壊れ方はせず、堰としての機能を発揮すると考えられる。また、防液堤内のフロートや電源、人的操作等を必要としない中和槽等の設備は、有毒ガス発生の抑制等の機能が恒常的に見込めると考えられる。このことから、対象発生源特定のためのスクリーニング評価（以下単に「スクリーニング評価」という。）においても、これらの設備は評価上考慮してもよい。</p>	<p>の抑制等の効果が見込める設備（例えば、防液堤内のフロート等）</p>	

3) 有毒ガス防護判断基準値の設定

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>3. 2 有毒ガス防護判断基準値の設定</p> <p>1)～6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認する。</p> <p>1) 3. 1で調査した化学物質が有毒化学物質であるかを確認する。有毒化学物質である場合は、2)による。そうでない場合には、評価の対象外とする。</p> <p>2) 当該有毒化学物質に IDLH 値があるかを確認</p>	<p>有毒ガス防護の判断基準値を設定しているか。</p> <p>①以下(1)～(6)の考えに基づき、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を設定していることを確認。</p> <p>(1)「2) 固定源及び可動源の調査」で調査した化学物質が有毒化学物質であるかを確認。有毒化学物質である場合は、(2)による。そうでない場合には、評価の対象外とする。</p> <p>(2) 当該有毒化学物質に IDLH 値があるかを確認。ある</p>	<p>①第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>する。ある場合は3)に、ない場合は5)による。</p> <p>3) 当該有毒化学物質に中枢神経に対する影響があるかを確認する。ある場合は4)に、ない場合は当該IDLH値を有毒ガス防護判断基準値とする。</p> <p>4) IDLH値の設定根拠として、中枢神経に対する影響も考慮したデータを用いているかを確認する。用いている場合は、当該IDLH値を有毒ガス防護判断基準値とする。用いていない場合は、5)による。</p> <p>5) 日本産業衛生学会の定める最大許容濃度12があるか確認する。ある場合は、当該最大許容濃度を有毒ガス防護判断基準値とする。ない場合は、6)による。</p> <p>6) 文献等を基に、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を適切に設定する。設定に当たっては、次の複数の文献等に基づき、物質ごとに、運転・対処要員の対処能力に支障を来さない想定される限界濃度を、有毒ガス防護判断基準値として発電用原子炉設置者が適切に設定していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－化学物質総合情報提供システム Chemical Risk Information Platform (CHRIP)</li> <li>－産業中毒便覧</li> <li>－有害性評価書</li> <li>－許容濃度等の提案理由、許容濃度の暫定値の提案理由</li> <li>－化学物質安全性（ハザード）評価シート</li> </ul> <p>また、「適切に設定している」とは、設定に際し、最低限、次の①～③を行っていることをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 人に対する急性ばく露影響のデータを可能な限り用いていること</li> <li>② 中枢神経に対する影響がある有毒化学物質については、人の中枢神経に対する影響に関するデータを参考にしていること</li> </ul>	<p>場合は(3)に、ない場合は(5)による。</p> <p>(3) 当該有毒化学物質に中枢神経に対する影響があるかを確認。ある場合は(4)に、ない場合は当該IDLH値を有毒ガス防護判断基準値とする。</p> <p>(4) IDLH値の設定根拠として、中枢神経に対する影響も考慮したデータを用いているかを確認する。用いている場合は、当該IDLH値を有毒ガス防護判断基準値とする。用いていない場合は、(5)による。</p> <p>(5) 日本産業衛生学会の定める最大許容濃度があるか確認する。ある場合は、当該最大許容濃度を有毒ガス防護判断基準値とする。ない場合は、(6)による。</p> <p>(6) 文献等を基に、発電用原子炉設置者が有毒ガス防護判断基準値を適切に設定する。設定に当たっては、次の複数の文献等に基づき、物質ごとに、運転・対処要員の対処能力に支障を来さない想定される限界濃度を、有毒ガス防護判断基準値として発電用原子炉設置者が適切に設定していることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－化学物質総合情報提供システム Chemical Risk Information Platform (CHRIP)</li> <li>－産業中毒便覧</li> <li>－有害性評価書</li> <li>－許容濃度等の提案理由、許容濃度の暫定値の提案理由</li> <li>－化学物質安全性（ハザード）評価シート</li> </ul> <p>空気中にn種類の有毒ガス（他の有毒化学物質等との化学反応によって発生するものを含む。）がある場合は、それらの有毒ガスの濃度の、それぞれの有毒ガス防護判断基準値に対する割合の和が1より小さいことを確認。</p>	



設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>③文献の最新版を踏まえていること</p> <p>なお、空気中にn種類の有毒ガス（他の有毒化学物質等との化学反応によって発生するものを含む。）がある場合は、それらの有毒ガスの濃度の、それぞれの有毒ガス防護判断基準値に対する割合の和が1より小さいことを確認する。</p>		

4) スクリーニング評価

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>4. スクリーニング評価</p> <p>敷地内の固定源及び可動源並びに敷地外の固定源から有毒ガスが発生した場合、防護措置を考慮せずに、原子炉制御室等及び重要操作地点ごとにスクリーニング評価を行い、対象発生源を特定していることを確認する。</p> <p>4. 1 スクリーニング評価対象物質の設定（種類、貯蔵量及び距離）</p> <p>3. 1を基に、スクリーニング評価対象となった有毒化学物質の全てについて、貯蔵されている有毒化学物質の種類、貯蔵量及び距離が設定されているか確認する。</p> <p>4. 2 有毒ガスの発生事象の想定</p> <p>有毒ガスの発生事象として、①及び②をそれぞれ想定する。</p> <p>①敷地内外の固定源については、敷地内外の貯蔵容器全てが損傷し、当該全ての容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>②敷地内の可動源については、敷地内可動源の中で影響の最も大きな輸送容器が1基損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全</p>	<p>スクリーニング評価を行い、対象発生源を特定しているか。</p> <p>①「2）固定源及び可動源の調査」の⑤を基に、スクリーニング評価対象となった有毒化学物質の全てについて、貯蔵されている有毒化学物質の種類、貯蔵量及び距離が設定されていることを確認。</p> <p>②有毒ガスの発生事象として、(1)及び(2)をそれぞれ想定していることを確認。</p> <p>(1)敷地内外の固定源については、敷地内外の貯蔵容器全てが損傷し、当該全ての容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>(2)敷地内の可動源については、敷地内可動源の中で影響の最も大きな輸送容器が1基損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>③有毒ガス発生事象の想定の妥当性を判断するに当たり、(1)及び(2)について確認。</p> <p>(1)敷地内外の固定源</p>	<p>有毒ガス防護に係る影響評価は第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同様に実施することを確認した。</p> <p>スクリーニング評価の結果、固定源に対しては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより、当該要員を防護できる設計とするとしていることを確認した。</p> <p>可動源に対しては、スクリーニング評価は行わず、通信連絡設備による連絡、緊急時対策所換気設備の隔離、防護具の着用等の対策により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員を防護できる設計とするとしていることを確認したため、以下①～⑧は対象外である。</p> <p>①第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p> <p>②第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p> <p>③</p> <p>(1)</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象</p> <p>有毒ガス発生事象の想定の妥当性を判断するに当たり、（1）及び（2）について確認する。</p> <p>（1）敷地内外の固定源</p> <p>①原子炉制御室、緊急時制御室、緊急時対策所及び重要操作地点を評価対象としていること。</p> <p>②敷地内外の貯蔵容器については、同時に全ての貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p> <p>（2）敷地内の可動源</p> <p>①原子炉制御室、緊急時制御室及び緊急時対策所を評価対象としていること。</p> <p>②有毒ガスの発生事故の発生地点は、敷地内の実際の輸送ルート全てを考慮して決められていること。</p> <p>③輸送量の最大のもので、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p> <p>4. 3 有毒ガスの放出の評価</p> <p>固定源及び可動源ごとに、有毒ガスの単位時間当たりの大気中への放出量及びその継続時間が評価されていることを確認する。ただし、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ある場合には、一つの固定源と見なしてもよい。</p> <p>有毒ガスの放出量評価の妥当性を判断するに当たり、1)～5)を確認する。</p> <p>1)貯蔵されている有毒化学物質の性状に応じた、有毒ガスの大気中への放出形態になっていること（例えば、液体で保管されている場合、液体で放出されプールを形成し蒸発する等。）。</p>	<p>1)緊急時対策所を評価対象としていること。</p> <p>2)敷地内外の貯蔵容器については、同時に全ての貯蔵容器が損傷し、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p>	<p>1)敷地内外の固定源については、緊急時対策所を評価対象としていることを確認した。</p> <p>2)第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
	<p>(2)敷地内の可動源</p> <p>1)緊急時対策所を評価対象としていること。</p> <p>2)有毒ガスの発生事故の発生地点は、敷地内の実際の輸送ルート全てを考慮して決められていること。</p> <p>3)輸送量の最大のもので、容器に貯蔵されている有毒化学物質の全量が流出すると仮定していること。</p>	<p>(2)</p> <p>1)敷地内外の固定源については、緊急時対策所を評価対象としていることを確認した。</p> <p>2)第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p> <p>3)第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
	<p>④固定源及び可動源ごとに、有毒ガスの単位時間当たりの大気中への放出量及びその継続時間が評価されていることを確認。ただし、同じ種類の有毒化学物質が同一防液堤内に複数ある場合には、一つの固定源と見なしてもよい。有毒ガスの放出量評価の妥当性を判断するに当たり、(1)～(5)を確認。</p> <p>(1)貯蔵されている有毒化学物質の性状に応じた、有毒ガスの大気中への放出形態になっていること（例えば、液体で保管されている場合、液体で放出されプールを形成し蒸発する等。）。</p>	<p>④第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
	<p>(2)貯蔵されている有毒化学物質が液体で放出される場合、液体が広がる面積（例えば、防液堤の容積及び材質、排液口の有無、防液堤がない場合に広がる面積等）の妥当性が示されていること。</p> <p>(3)次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の漏えい量</li> <li>－有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等）</li> <li>－有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性</li> </ul>	

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>2) 貯蔵されている有毒化学物質が液体で放出される場合、液体が広がる面積（例えば、防液堤の容積及び材質、排液口の有無、防液堤がない場合に広がる面積等）の妥当性が示されていること。</p> <p>3) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、有毒ガスの放出量評価モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒化学物質の漏えい量</li> <li>－有毒化学物質及び有毒ガスの物性値（例えば、蒸気圧、密度等）</li> <li>－有毒ガスの放出率（評価モデルの技術的妥当性を含む。）</li> </ul> <p>4) 他の有毒化学物質等との化学反応によって有毒ガスが発生する可能性のある場合には、それを考慮していること。</p> <p>5) 放出継続時間については、終息活動が行われないものと仮定し、有毒ガスの発生が自然に終息するまでの時間を計算していること。</p>	<p>を含む。）</p> <p>(4) 他の有毒化学物質等との化学反応によって有毒ガスが発生する可能性のある場合には、それを考慮していること。</p> <p>(5) 放出継続時間については、終息活動が行われないものと仮定し、有毒ガスの発生が自然に終息するまでの時間を計算していること。</p> <p>⑤緊急時対策所の外気取入口が設置されている位置を緊急時対策所外評価点としていることを確認。</p> <p>⑥大気中へ放出された有毒ガスの緊急時対策所外評価点での濃度が評価されていることを確認。緊急時対策所外評価点での濃度評価の妥当性を判断するに当たり、(1)～(6)を確認。</p> <p>(1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）が適切であること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。</li> <li>－評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。</li> </ul>	<p></p> <p></p> <p>⑤緊急時対策所外気取入口の位置が緊急時対策所外評価点としていることが示されている。</p> <p>⑥大気中へ放出された有毒ガスの緊急時対策所外評価点での濃度が評価されていることが示されている。</p> <p>第4.4.3.1-3表（2/20）において、緊急時対策所外気取入口での濃度が示されている。</p> <p>(1) 第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
<p>4.4 大気散及び濃度の評価</p> <p>下記の原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度の評価が行われ、運転・対処要員の吸気中の濃度が評価されていることを確認する。</p> <p>また、その際に、原子炉制御室等外評価点での濃度の有毒ガスが原子炉制御室等の換気空調設備の通常運転モードで、原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していることを確認する。</p>	<p>(2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。</li> </ul>	<p>(2) 第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
<p>4.4.1 原子炉制御室等外評価点</p> <p>原子炉制御室等の外気取入口が設置されている位置を原子炉制御室等外評価点としていることを確認する。</p>	<p>(3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等）。</p>	<p>(3) 第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
<p>4.4.2 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価</p> <p>大気中へ放出された有毒ガスの原子炉制御室等</p>	<p>(4) 敷地内外に関わらず、複数の固定源から大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮していること。</p>	<p>(4) 第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>外評価点及び重要操作地点での濃度が評価されていることを確認する。</p> <p>原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)～6)を確認する。</p> <p>1) 次の項目から判断して、評価に用いる大気拡散条件（気象条件を含む。）が適切であること。</p> <p>－気象データ（年間の風向、風速、大気安定度）は評価対象とする地理的範囲を代表していること。</p> <p>－評価に用いた観測年が異常年でないという根拠が示されていること。</p> <p>2) 次の項目から判断して、有毒ガスの性状、放出形態に応じて、大気拡散モデルが適切に用いられていること。</p> <p>－大気拡散の解析モデルは、検証されたものであり、かつ適用範囲内で用いられていること（選定した解析モデルの妥当性、不確かさ等が試験解析、ベンチマーク解析等により確認されていること。）。</p> <p>3) 地形及び建屋等の影響を考慮する場合には、そのモデル化の妥当性が示されていること（例えば、三次元拡散シミュレーションモデルを用いる場合等）。</p> <p>4) 敷地内外に関わらず、複数の固定源から大気中へ放出された有毒ガスの重ね合わせを考慮していること。</p> <p>（解説-6）敷地内外の複数の固定源からの有毒ガスの重ね合わせ</p> <p>例えば、ガウスプルームモデルを用いる場合、評価点から見て、評価点と固定源とを結んだ直線が含まれる風上側の（16方位のうちの）1方位及びその隣接方位に敷地内外の固定源が複数ある場合、個々の固定源からの中心軸上の濃度の計算結果を合算することは保守的な結果を与えると考え</p>	<p>(5) 有毒ガスの発生が自然に終息し、緊急時対策所外評価点での有毒ガスの濃度がおおむね発生前の濃度となるまで計算していること。</p>	<p>(5) 第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
	<p>(6) 緊急時対策所外評価点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の緊急時対策所外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等）。</p>	<p>(6) 第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
	<p>⑦ 緊急時対策所内の指示要員の吸気中の濃度評価の妥当性を判断するに当たり、(1)及び(2)を確認。</p> <p>(1) 緊急時対策所外評価点の空気に含まれる有毒ガスが、緊急時対策所の換気空調設備の通常運転モードによって緊急時対策所内に取り込まれると仮定していること。</p>	<p>⑦</p> <p>(1) 中央制御室等の外気取込口が設置されている位置を中央制御室等外評価点としており、本地点における濃度を評価することで、室内濃度を評価できることが示されている。</p>
	<p>(2) 敷地内の可動源の場合は、有毒化学物質ごとに想定された輸送ルート上で有毒ガス濃度を評価した結果の中で、最も高い濃度が選定されていること。</p>	<p>(2) 第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
	<p>⑧ 基本的にスクリーニング評価の結果に基づき、対象発生源が特定されていることを確認。ただし、タンクの移設等を行う場合には、再スクリーニングの評価結果を確認。</p>	<p>⑧ スクリーニング評価の結果、<u>固定源からの有毒ガスに対しては、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とするとしている</u>ことから、対象発生源がないことを確認した。</p> <p>具体的には、表4.4.3.1-3表(2/20)において、緊急時対策所における敷地内の固定源からの有毒ガス濃度と有毒ガス防護判断基準値との比は0.13であることが示され、敷地外の固定源からは0.01未満であることが示されている。</p> <p>表4.4.3.1-3表(2/20)において、敷地内外固定源についてのスクリーニング評価として、影響が最大となる着目方位における外気取入口濃度及び判断基準値との比が示されている。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>えられる。評価点と個々の固定源の位置関係、風向等を考慮した、より現実的な濃度の重ね合わせ評価を実施する場合には、その妥当性が示されていることを確認する。なお、敷地内可動源については、敷地内外の固定源との重ね合わせは考慮しなくてもよい。</p> <p>5) 有毒ガスの発生が自然に終息し、原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での有毒ガスの濃度がおおむね発生前の濃度となるまで計算していること。</p> <p>6) 原子炉制御室等外評価点及び重要操作地点での濃度は、年間の気象条件を用いて計算したもののうち、厳しい値が評価に用いられていること（例えば、毎時刻の原子炉制御室等外評価点での濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値が用いられていること等）。</p> <p>4. 4. 3 運転・対処要員の吸気中の濃度評価                      運転・対処要員の吸気中の濃度として、原子炉制御室等については室内の濃度が、重要操作地点については4. 4. 2の濃度が、それぞれ評価されていることを確認する。                      原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の濃度評価の妥当性を判断するに当たり、1)及び2)を確認する。</p> <p>1) 原子炉制御室等外評価点の空気に含まれる有毒ガスが、原子炉制御室等の換気空調設備の通常運転モードによって原子炉制御室等内に取り込まれると仮定していること。</p> <p>2) 敷地内の可動源の場合は、有毒化学物質ごとに想定された輸送ルート上で有毒ガス濃度を評価した結果の中で、最も高い濃度が選定されていること。（図4 参照）</p> <p>4. 5 対象発生源の特定</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>基本的にスクリーニング評価の結果に基づき、対象発生源が特定されていることを確認する。ただし、タンクの移設等を行う場合には、再スクリーニングの評価結果も確認する。</p>		

5) 有毒ガス影響評価

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>5. 有毒ガス影響評価 スクリーニング評価の結果、特定された対象発生源を対象に、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価が行われていることを確認する。5. 1及び5. 2に有毒ガス影響評価の手順の例を示す。</p>	<p>特定された対象発生源を対象に、防護措置等を考慮した有毒ガス影響評価が行われているか。</p>	<p>スクリーニング評価の結果、<b>固定源からの有毒ガスに対しては、指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回る設計とされている</b>ことから、対象発生源がないことを確認した。 <b>可動源からの有毒ガスに対しては、スクリーニング評価は行わず、緊急時対策所換気設備の隔離等の5. の対策により、指示要員を防護する設計とされている</b>ことを確認した。</p>

6) 有毒ガス防護に対する妥当性の判断

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>6. 有毒ガス防護に対する妥当性の判断 運転・対処要員に対する有毒ガス防護の妥当性を判断するに当たり、6. 1及び6. 2を確認する。</p> <p>6. 1 対象発生源がある場合の対策</p> <p>6. 1. 1 運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度 有毒ガス影響評価の結果、原子炉制御室等内及び重要操作地点の運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度が、有毒ガス防護判断基準値を下回ることを確認する。</p> <p>6. 1. 2 スクリーニング評価結果を踏まえて行う対策</p> <p>6. 1. 2. 1 敷地内の対象発生源への対応 (1) 有毒ガスの発生及び到達の検出</p>	<p>1 対象発生源がある場合の対策</p> <p>1. 1 運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度 ①有毒ガス影響評価の結果、緊急時対策所内の運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの最大濃度が、有毒ガス防護判断基準値を下回ることを確認。</p> <p>1. 2 スクリーニング評価結果を踏まえて行う対策</p> <p>1. 2. 1 敷地内の対象発生源への対応 ①有毒ガスの発生及び到達の検出について、(1)～(2)を確認。 (1)有毒ガスの発生の検出について、次の項目を踏まえ、敷地内の対象発生源（固定源）の近傍において、有毒ガス発生又は発生の兆候を検出する装置が設置されていること。 －当該装置の選定根拠が示されていること。 －検出までの応答時間が適切であること。 (2)有毒ガスの到達の検出について、次の項目を踏ま</p>	<p>①第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p> <p>①第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>有毒ガスの発生及び到達の検出について、1)及び2)を確認する。（解説-8）</p> <p>1) 有毒ガスの発生                      次の項目を踏まえ、敷地内の対象発生源（固定源）の近傍において、有毒ガス発生又は発生の兆候を検出する装置が設置されていること。                      -当該装置の選定根拠が示されていること。                      -検出までの応答時間が適切であること。</p> <p>2) 有毒ガスの到達の検出                      次の項目を踏まえ、原子炉制御室等の換気空調設備等において、有毒ガスの到達を検出するための装置が設置されていること。                      -当該装置の選定根拠が示されていること。                      -有毒ガス防護判断基準値レベルよりも十分低い濃度レベルで検出できること。                      -検出までの応答時間が適切であること。</p> <p>（2）有毒ガスの警報                      有毒ガスの警報について、①～④を確認する。（解説-8）</p> <p>①原子炉制御室及び緊急時制御室に、前項（1）1)及び2)の検出装置からの信号を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。</p> <p>②緊急時対策所については、前項（1）2)の検出装置からの信号を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。</p> <p>③「警報する装置」は、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うことができること。</p> <p>④有毒ガスの警報は、原子炉制御室等の運転・対処要員が適切に確認できる場所に設置されていること（例えば、見やすい場所に設置する等。）。</p> <p>（3）通信連絡設備による伝達</p>	<p>え、緊急時対策所の換気空調設備等において、有毒ガスの到達を検出するための装置が設置されていること。</p> <p>-当該装置の選定根拠が示されていること。                      -有毒ガス防護判断基準値レベルよりも十分低い濃度レベルで検出できること。                      -検出までの応答時間が適切であること。</p>	
	<p>②有毒ガスの警報について、(1)～(4)を確認する。</p> <p>(1)緊急時対策所に、前項①(1)及び(2)の検出装置からの信号を受信して自動的に警報する装置が設置されていること。</p> <p>(2)「警報する装置」は、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うことができること。</p> <p>(3)有毒ガスの警報は、緊急時対策所の運転・対処要員が適切に確認できる場所に設置されていること（例えば、見やすい場所に設置する等。）。</p>	<p>②第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
	<p>③通信連絡設備による伝達について、(1)～(2)を確認する。</p> <p>(1)既存の通信連絡設備により、有毒ガスの発生又は到達を検知した運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>(2)敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p>	<p>③第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p>
<p>④防護措置として、緊急時対策所内において、運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を踏まえ、必要に応じて(1)～(5)の防護措置を講じることを有毒ガス影響評価において前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認。</p> <p>(1)防護措置として換気空調設備の隔離を講じる場合、以下の事項を確認する。</p>	<p>④</p> <p>(1)敷地内外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源でないため、防護措置は不要であることが示されている。敷地内の可動源に対しては、異常発生時に換気空調設備の隔離を行うための手</p>	

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>通信連絡設備による伝達について、①及び②を確認する。</p> <p>①既存の通信連絡設備により、有毒ガスの発生又は到達を検知した運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>②敷地内で異臭等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されていること。</p> <p>（4）防護措置</p> <p>原子炉制御室等内及び重要操作地点において、運転・対処要員の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を踏まえ、必要に応じて1)～5)の防護措置を講じることが有毒ガス影響評価において前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。</p> <p>1) 換気空調設備の隔離</p> <p>防護措置として換気空調設備の隔離を講じる場合、①及び②を確認する。</p> <p>①対象発生源から発生した有毒ガスを原子炉制御室等の換気空調設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること。</p> <p>②隔離時の酸欠防止等を考慮して外気取り入れの再開が可能であること。</p> <p>2) 原子炉制御室等の正圧化</p> <p>防護措置として原子炉制御室等の正圧化を講じる場合は、①～④を確認する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・対象発生源から発生した有毒ガスを緊急時対策所の換気空調設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること。</li> <li>・隔離時の酸欠防止等を考慮して外気取り入れの再開が可能であること。</li> </ul> <p>(2) 防護措置として緊急時対策所の正圧化を講じる場合は、以下の事項を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・加圧ポンベによって緊急時対策所を正圧化する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、加圧に必要な期間に対して十分な容量の加圧ポンベが配備されること。また、加圧ポンベの容量は、有毒ガスの発生時に確保されること（放射性物質の放出時用等との兼用は不可。）。</li> <li>・中和作業の所要時間を考慮して、加圧ポンベの容量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の場合、堰全体に広がること想定されていること等。）。</li> <li>・緊急時対策所内の正圧が保たれているかどうか確認できる測定器が配備されること。</li> <li>・緊急時対策所を正圧化するための手順及び実施体制が整備されること。</li> </ul> <p>(3) 防護措置として空気呼吸具等及び防護服の配備を講じる場合は、1)～4)を確認する。なお、対象発生源の場合、有毒ガスが特定できるため、防毒マスクを配備してもよい。</p> <p>1) 空気呼吸具等及び防護服を着用する場合、運転操作に悪影響を与えないこと。空気呼吸具等及び防護服は、緊急時対策所内にとどまる人数に対して十分な数が配備されること。</p> <p>2) 空気呼吸具等を使用する場合、有毒ガスの放出継</p>	<p>順及び実施体制を整備することが示されている。また、敷地内可動源からの有毒ガスの発生が終息したことを確認した場合は、速やかに外気取り入れを再開することが示されている。</p> <p>(2) 緊急時対策所の正圧化は実施しないことが示されている。</p> <p>(3)</p> <p>1) 緊急時対策所内にとどまる人数に対して十分な数の全面マスクを配備することとしていることが示されている。</p> <p>2) 全面マスクを着用している時間に対して十分な数量の吸収缶を緊急時対策所に配備することとしている</p>



設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>①加圧ポンベによって原子炉制御室等を正圧化する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、加圧に必要な期間に対して十分な容量の加圧ポンベが配備されること。また、加圧ポンベの容量は、有毒ガスの発生時用に確保されること（放射性物質の放出時用等との兼用は不可。）。</p> <p>②中和作業の所要時間を考慮して、加圧ポンベの容量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の場合、堰全体に広がること想定されていること等。）。</p> <p>③原子炉制御室等内の正圧が保たれているかどうか確認できる測定器が配備されること。</p> <p>④原子炉制御室等を正圧化するための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>3) 空気呼吸具等の配備 防護措置として空気呼吸具等及び防護服の配備を講じる場合は、①～④を確認する。なお、対象発生源の場合、有毒ガスが特定できるため、防毒マスクを配備してもよい。</p> <p>①空気呼吸具等及び防護服を着用する場合、運転操作に悪影響を与えないこと。空気呼吸具等及び防護服は、原子炉制御室等内及び重要操作地点にとどまる人数に対して十分な数が配備されること。</p> <p>②空気呼吸具等を使用する場合、有毒ガスの放出継続時間を考慮して、空気呼吸具等を着用している時間に対して十分な容量の空気ポンベ又は吸収缶（以下「空気ポンベ等」という。）が原子炉制御室等内又は重要操作地点近傍に適切に配備されること。なお、原子炉制御室等内又は重要操作地点近傍に全て配備</p>	<p>続時間を考慮して、空気呼吸具等を着用している時間に対して十分な容量の空気ポンベ又は吸収缶（以下「空気ポンベ等」という。）が緊急時対策所内近傍に適切に配備されること。なお、緊急時対策所内近傍に全て配備できない場合には、継続的に供給できる手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>3) 緊急時対策所内の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が空気呼吸具等の使用を開始できること。</p> <p>4) 空気呼吸具等を使用するための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>(4) 防護措置として敷地内の有毒化学物質の中和等の措置を講じる場合、有毒ガスの発生を終息させるための活動（漏えいした有毒化学物質の中和等）を速やかに行うための手順及び実施体制が整備されることを確認する。</p> <p>(5) その他の防護措置として、以下の事項を確認。 ・空気浄化装置を利用する場合には、その浄化能力に対する技術的根拠が示されていること。 ・インリーク率の低減のための設備（加圧設備以外）を利用する場合、設備設置後のインリーク率が示されていること。 ・その他の防護具等を考慮する場合は、その技術的根拠が示されていること。</p>	<p>ことが示されている。</p> <p>3, 4) 緊急時対策所内の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が全面マスクの使用を開始できるように実施体制及び手順を整備することが示されている。</p> <p>(4) 第24条第3項第1号（原子炉制御室での有毒ガス防護）と同じ。</p> <p>(5) その他の防護措置は実施していないことが示されている。</p>
	<p>1. 2. 2 敷地外の対象発生源への対応</p> <p>①敷地外からの連絡について、敷地外で有毒ガスが発生した場合、その発生を原子炉制御室又は緊急時制御室内の運転員に知らせる仕組み（例えば、次の情報源から有毒ガスの発生事故情報を入手し、運転員に知らせるための手順及び実施体制）が整備されること。 －消防、警察、海上保安庁、自衛隊</p>	<p>①②③敷地外の固定源に対しては、スクリーニング評価の結果、対象発生源でないため、敷地外からの連絡、通信連絡設備による伝達及び防護措置は不要であることが示されている。</p>

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>できない場合には、継続的に供給できる手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>空気ポンペ等の容量については、次の項目を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－有毒ガス影響評価を基に、有毒ガスの放出継続時間に対して、容量が確保されること。</li> <li>－有毒ガス影響評価を行わない場合は、対象発生源の有毒化学物質保有量等から有毒ガスの放出継続時間を想定し、容量を確保してもよい。</li> <li>－中和作業の所要時間を考慮して、空気ポンペ等の容量を確保してもよい。その場合は、有毒化学物質の広がり量の想定が適切であること（例えば、敷地内可動源の場合、道路幅、傾斜等を考慮し広がり面積が想定されていること、敷地内固定源の場合、堰全体に広がるのが想定されていること等。）。</li> <li>－容量は、有毒ガスの発生時に確保されること（空気の容量については、放射性物質の放出時用等との兼用は不可。ただし、空気ポンペ以外の器具（面体を含む。）は、兼用してもよい。）。</li> </ul> <p>③原子炉制御室等内及び重要操作地点の有毒ガス防護対象者の吸気中の有毒ガスの濃度が有毒ガス防護判断基準値以下となるように、運転・対処要員が空気呼吸具等の使用を開始できること。（解説-9）</p> <p>④空気呼吸具等を使用するための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>4) 敷地内の有毒化学物質の中和等の措置</p> <p>防護措置として敷地内の有毒化学物質の中和等の措置を講じる場合、有毒ガスの発生を終息させるための活動（漏えいした有毒化学物質の中和等）を速やかに行うための手順及び実施体制が整</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>－地方公共団体（例えば、防災有線放送、防災行政無線、防災メール、防災ラジオ等）</li> <li>－報道（例えば、ニュース速報等）</li> <li>－その他有毒ガスの発生事故に係る情報源</li> </ul> <p>②通信連絡設備による伝達として、敷地外からの連絡があった場合には、既存の通信連絡設備により、運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されること。敷地外からの連絡がなくても、敷地内で異臭がする等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>③防護措置として、緊急時対策所内において、運転・対処要員の吸気中が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を基に、有毒ガス影響評価において、必要に応じて防護措置を講じることを前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。確認項目は、1. 2. 1④と同じとする。</p>	

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>備されることを確認する。（解説-10）</p> <p>5) その他</p> <p>①空気浄化装置を利用する場合には、その浄化能力に対する技術的根拠が示されていること。</p> <p>②インリーク率の低減のための設備（加圧設備以外）を利用する場合、設備設置後のインリーク率が示されていること。</p> <p>③その他の防護具等を考慮する場合は、その技術的根拠が示されていること。</p> <p>（解説-8）有毒ガスの発生及び到達を検出し警報する装置</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>●有毒ガスの発生を検出する装置については、必ずしも有毒ガスの発生そのものではなく、有毒ガスの発生の兆候を検出することとしてもよい。例えば、検出装置として貯蔵タンクの液位計を用いており、当該液位計の故障等によって原子炉制御室及び緊急時制御室への信号が途絶えた場合、その信号の途絶を貯蔵タンクの損傷とみなし、有毒ガスの発生の兆候を検出したとしてもよい。</li> <li>●有毒ガスの到達を検出するための装置については、検出装置の応答時間を考慮し、防護措置のための時間的余裕が見込める場合は、可搬型でもよい。また、当該装置に警報機能がある場合は、その機能をもって有毒ガスの到達を警報する装置としてもよい。</li> <li>●敷地内可動源については、人による認知が期待できることから、発生及び到達を検出する装置の設置は求めないこととした。</li> <li>●有毒ガスが検出装置に到達してから、検出装置が応答し警報装置に信号を送るまでの時間について、その後の対応等に要する時間を考慮しても、必要な時間までに換気空調設備の隔離を行えるものであること。</li> </ul>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>（解説-9）米国におけるIDLH と空気呼吸具の使用との関係</p> <p>米国では、急性毒性の判断基準としてIDLHが用いられている。IDLH 値の例を表4に示す。30分間のばく露を想定したIDLH 値は、多数の有毒ガスについて空気呼吸具の選択のために策定されており、米国規制指針参5において、有毒化学物質の漏えい等の検出から2分以内に空気呼吸具の使用を開始すべきとされ、解説参7では、この2分という設定はIDLH値の使用における安全余裕を与えるものであるとされている。</p> <p>（解説-10）有毒ガスばく露下で作業予定の要員について</p> <p>有毒ガスの発生時に有毒ガスばく露下での作業（漏えいした有毒化学物質の中和等）を行う予定の要員についても、手順及び実施体制を整備すべき対象に含まれることから、空気呼吸具等及び必要な作業時間分の空気ポンプ等の容量が配備されていることを確認する必要がある（6. 2の対策においては、防毒マスク及び吸収缶を除く。）。</p> <p>6. 1. 2. 2 敷地外の対象発生源への対応</p> <p>（1）敷地外からの連絡</p> <p>敷地外で有毒ガスが発生した場合、その発生を原子炉制御室又は緊急時制御室内の運転員に知らせる仕組み（例えば、次の情報源から有毒ガスの発生事故情報を入手し、運転員に知らせるための手順及び実施体制）が整備されること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－消防、警察、海上保安庁、自衛隊</li> <li>－地方公共団体（例えば、防災有線放送、防災行政無線、防災メール、防災ラジオ等）</li> <li>－報道（例えば、ニュース速報等）</li> <li>－その他有毒ガスの発生事故に係る情報源</li> </ul> <p>（2）通信連絡設備による伝達</p>		

設置許可基準規則/解釈（ガイド）	審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<p>①敷地外からの連絡があった場合には、既存の通信連絡設備により、運転・対処要員に有毒ガスの発生を知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>②敷地外からの連絡がなくても、敷地内で異臭がする等の異常が確認された場合には、これらの異常の内容を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員に知らせ、運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせるための手順及び実施体制が整備されること。</p> <p>（3）防護措置</p> <p>原子炉制御室等内及び重要操作地点において、運転・対処要員の吸気中が有毒ガス防護判断基準値を超えないよう、スクリーニング評価結果を基に、有毒ガス影響評価において、必要に応じて防護措置を講じることを前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。確認項目は、6. 1. 2. 1（4）と同じとする。（解説-11）</p> <p>（解説-11）敷地外において発生する有毒ガスの認知</p> <p>敷地外の対象発生源で、有毒ガスの種類が特定できるものについて、有毒ガス影響評価において、有毒ガスの到達と敷地外からの連絡に見込まれる時間の関係などにより、防護措置の一部として、当該発生源からの有毒ガスの到達を検出するための設備等を前提としている場合には、妥当性の判断において、講じられた防護措置を確認する。</p>		

2.18.1 適合方針（第61条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p> <p>① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであることを確認。</p> <p>③ 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであることを確認。</p> <p>④ 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものであることを確認。</p> <p>⑤ 技術的能力審査基準 1.18 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>確認結果（島根2号）</p> <p>①②③④について以下のとおり確認した。 設備については、⑤へ記載する。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。</p> <p>⑤ 技術的能力審査基準 1.18 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 居住性を確保するための設備 a-1. 緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>【緊急時対策所】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所遮蔽</li> <li>・ 緊急時対策所空気浄化送風機</li> <li>・ 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット</li> <li>・ 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）</li> <li>・ 差圧計</li> </ul> <p>a-2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 酸素濃度計</li> <li>・ 二酸化炭素濃度計</li> </ul> <p>a-3. 放射線量の測定設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬式エリア放射線モニタ</li> <li>・ 可搬式モニタリング・ポスト【60条】監視測定設備</li> </ul> <p>b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備</p> <p>b-1. 必要な情報を把握できる設備【62条】通信連絡を行うために必要な設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）【62条】</li> </ul> <p>b-2. 通信連絡設備 【62条】通信連絡を行うために必要な設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 衛星電話設備【62条】</li> <li>・ 無線通信設備【62条】</li> <li>・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備【62条】</li> </ul> <p>c. 代替交流電源設備からの給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所用発電機</li> <li>・ 可搬ケーブル</li> <li>・ 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤</li> <li>・ 緊急時対策所 低圧母線盤</li> <li>・ 緊急時対策所用燃料地下タンク</li> <li>・ タンクローリ【57条】</li> </ul> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「1. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「第1.18-2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>⑥ ⑤により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>⑦ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p> <p>⑧ 複数の緊急時対策所を使い分ける場合、使い分けの判断基準が明確になっていることを確認。</p>	<p>添付資料1.2.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>⑥ 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、10.8.2.2.1 多様性、多重性、独立性及び位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「島根原子力発電所2号炉 SA 設備基準適合性 一覧表」）。</p> <p>⑦ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。 ・緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>



2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項

技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。

（設備の目的）

- ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。
- ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。

（機能喪失の想定）

- ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。

<BWRの場合>

例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。

（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

a. 居住性を確保するための設備

確認結果（島根2号）

（設備の目的）緊急時対策所

重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式エリア放射線モニタを設ける。

緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

a-1. 緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所換気空調設備

（設備の目的）緊急時対策所

① 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式エリア放射線モニタを設けることを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない。
- ・ 緊急時対策所換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）及び差圧計を設ける。
- ・ 緊急時対策所の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、可搬型ダクトを用いて緊急時対策所を正圧化し、放射性物質の侵入を低減できる。
- ・ 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）は、プルーム通過時において、緊急時対策所を正圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる。
- ・ 差圧計は、緊急時対策所が正圧化された状態であることを監視できる。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.8-1図 緊急時対策所系統概要図(1)（居住性の確保）及び第10.8-2図 緊急時対策所系統概要図(2)（居住性の確保）と追補の系統概要図（第1.18-9-1図、1.18-9-2図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第10.8-1図及び第10.8-2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「61-4 系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定設備

（設備の目的）

①② 緊急時対策所には、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とすることを確認した。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 計測器のため、系統構成が示されていないことを確認した。

⑤ 同上。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-3. 放射線量の測定設備

（設備の目的）

- ①② 室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに緊急時対策所正圧化装置による正圧化判断のために使用する可搬式エリア放射線モニタを緊急時対策所に保管する設計とするとともに、可搬式モニタリング・ポストを第1保管エリア及び第4保管エリアに保管する設計とするを確認した。
- （機能喪失の想定）
- ③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④ 計測器のため、系統構成が示されていないことを確認した。
- ⑤ 同上。
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

**b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備**

確認結果（島根2号）

b-1. 必要な情報を把握できる設備【62条】

（設備の目的）

- ①② 緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置することを確認した。
- （機能喪失の想定）
- ③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④ 系統構成については、設備の系統概要図（第 10.8-3 図 緊急時対策所系統概要図(3)（必要な情報の把握及び通信連絡）と追補の系統概要図（第 1.18-13 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が系統概要図（第 10.8-3 図）に記載されていることを確認した。
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

b-2. 通信連絡のための設備【62条】

- ① 重大事故等対処設備（通信連絡のための設備）として、衛星電話設備【62条】、無線通信設備【62条】及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備【62条】を使用することを確認した。
- ②～⑥以降は、【62条】通信連絡を行うために必要な設備にて確認した。

**c. 代替電源設備からの給電**

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とすることを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する。
  - ・ 緊急時対策所用発電機の燃料は、燃料補給設備である緊急時対策所用燃料地下タンク及びタンクローリにより給油できる。
  - ・ 緊急時対策所用発電機は、プルーム通過時において、燃料を給油せずに運転できる。
  - ・ タンクローリは、燃料を給油できる容量を有するものを1台使用する。保有数は1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。
  - ・ 緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへの燃料の補給は、ホースを用いる。

<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 全交流動力電源が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の系統概要図（第 10.8-4 図 緊急時対策所系統概要図(4)（代替電源設備からの給電）と追補の系統概要図（第 1.18-16 図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が系統概要図（第 10.8-4 図）に記載されていることを確認した。</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。</p>
--

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（解釈）</p> <p>第61条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>① 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないことを確認。</p>	<p>① 緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置することを確認した。</p> <p>基準地震動による地震力に対し、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないことを以下のとおり確認した。</p> <p>緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対し、機能を損なわない設計とするとともに、基準津波の影響を受けない設計とすることを確認した。</p> <p>地震及び津波に対しては、【39 条】耐震設計の基本方針及び【40 条】津波による損傷の防止に基づく設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>② 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないことを確認。</p>	<p>② 緊急時対策所は、中央制御室から離れた建物に設置することで位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>緊急時対策所の機能に係る設備は、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう、中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに、中央制御室とは離れた位置に設置又は保管すること。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。 また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>③ 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすることを確認。 また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有することを確認。</p>	<p>③ 緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能とし、以下の通り設計とすることを確認した。 緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して2台を緊急時対策所に接続することで多重性を確保するとともに、故障時のバックアップとして予備2台を保管すること。</p>
<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>④ 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うことを確認。</p>	<p>④ 緊急時対策所の居住性が確保されるように、以下のとおり適切な遮蔽設計及び換気設計を行うことを確認した。 緊急時対策所は、緊急時対策所にとどまる運転員及び緊急時対策要員の被ばくの実効線量が7日間で100mSvを超えないように、建物と一体となった緊急時対策所遮蔽を有し、緊急時対策所換気空調設備を設置する設計とするとともに、気密性を確保すること。</p>
<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>⑤-1-1 想定する放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすることを確認。</p> <p>⑤-1-2 炉心の著しい損傷が発生した場合におけるグランドシャインを含めた被ばく評価にあつては、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されていることを確認。</p>	<p>⑤ -1-1 運転員及び緊急時対策要員の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を条件として考慮しない評価を行い、7日間で約1.7mSvであることを確認した。なお、緊急時対策所にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とした。 補足説明資料において、緊急時対策の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、7日間の被ばく評価が約1.7mSv（緊急時対策所）であること等が示されている。（参照：「61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p> <p>⑤-1-2 補足説明資料において、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>⑤-2 プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、緊急時対</p>	<p>⑤-2 島根では、プルーム通過時を含めて、緊急時対策所内における緊急時対策要員はマスクの着用なしで評価していることから対象外である</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価することを確認。</p>	<p>ことを確認した。</p>
<p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>⑤-3 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p>	<p>⑤-3 島根では、⑤-1-1のとおり、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮していないため、対象外としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、7日間の被ばく評価が約1.7mSvであること等が示されている。（参照：「61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>⑤-4 判断基準は、緊急時対策要員の实効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認。</p>	<p>⑤-4 ⑤-1-1及び⑤-1-2のとおり、判断基準は、緊急時対策要員の实効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、7日間の被ばく評価が約1.7mSvであること等が示されている。（参照：「61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>⑥ 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認。</p>	<p>⑥以下のとおり、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認した。</p> <p>重大事故等が発生し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、対策要員の汚染が確認された場合は、対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p>
<p>（解釈）</p> <p>第61条（緊急時対策所）</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p> <p>⑦ 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとすることを確認。</p>	<p>⑦緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

### 2.18.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

#### a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが常設重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
緊急時対策所	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、中央制御室から独立した建物と一体の遮蔽及び換気空調設備として、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタを有し、換気空調設備の電源を緊急時対策所用発電機から給電できる設計とし、これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とすることを確認した。</li> </ul>
緊急時対策所遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所遮蔽は、中央制御室とは離れた建物に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</li> </ul>
緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</li> </ul>
緊急時対策所用燃料地下タンク	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用燃料地下タンクはタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから離れた場所に設置することで、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。</li> </ul>

#### b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。61条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ） 差圧計、酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 可搬式エリア放射線モニタ	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</li> </ul>
緊急時対策所用発電機	以下の設計とすることを確認した。

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所用発電機は、2号炉原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機とは離れた建物の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る。</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機は、中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する。</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する。</li> </ul>
タンクローリ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ タンクローリは、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機燃料デイトank並びにタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料デイトank及び非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認する。</li> </ul>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

61条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

61条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備は無いことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

61条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等はないが、常設重大事故緩和設備等について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ） 差圧計、酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 可搬式エリア放射線モニタ	緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、中央制御室とは離れた建物に保管又は設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
緊急時対策所用発電機	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所用発電機は、2号炉原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機とは離れた建物の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る。</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を緊急時対策所に接続することで多重性を有するとともに、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として予備機を2台保管する。</li> </ul>
タンクローリ	タンクローリは、原子炉建物内の非常用ディーゼル発電機燃料デイトank並びにタービン建物近傍の非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、非常用ディーゼル発電機燃料デイトank及び非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認する。



2.18.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
緊急時対策所遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所遮蔽は、緊急時対策所と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</li> </ul>
緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）	以下の設計であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）は、固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>緊急時対策所空気浄化送風機は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
差圧計 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 可搬式エリア放射線モニタ	緊急時対策所の差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
緊急時対策所用発電機 可搬ケーブル 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤	以下の設計であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用発電機、可搬ケーブル及び緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>緊急時対策所用発電機は、輪留めによる固定等を行い保管し、可搬ケーブルは固縛等を実施して屋外（緊急時対策所南側）に保管し、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は屋外（緊急時対策所北側）に設置することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
タンクローリ 緊急時対策所用燃料地下タンク	以下の設計であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>タンクローリは、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>緊急時対策所用燃料地下タンクは、重大事故等時に重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>タンクローリは輪留め等による固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.18.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「61-6 容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
緊急時対策所	以下のとおり設計することを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所は、想定される重大事故等時に、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、最大150名を収容できる。</li> <li>対策要員等が緊急時対策所に7日間とどまり、重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる。</li> </ul>
緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とすることを確認した。</li> </ul>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ）は、重大事故等時に緊急時対策所の居住性を確保するため、緊急時対策所を正圧化し、緊急時対策所内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、540本を保管することを確認した。</li> </ul>
酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 差圧計 可搬式エリア放射線モニタ	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲であることの測定が可能なものを、それぞれ1個使用する。</li> <li>差圧計は、緊急時対策所の正圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを1台設置する。</li> <li>可搬式エリア放射線モニタは、重大事故等時に、緊急時対策所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを1台使用する。</li> </ul>
緊急時対策所用発電機	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用発電機は、1台で緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料給油時の切替えを考慮して、合計2台を使用することを確認した。</li> </ul>
緊急時対策所用燃料地下タンク タンクローリ	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>タンクローリは、想定される重大事故等時に、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を給油できる容量を有するものを1台使用する。</li> <li>緊急時対策所用燃料地下タンクは、想定される重大事故等時に、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が、7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有する設計とする。</li> </ul>

### 2.18.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ） 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮し、緊急時対策所内で操作可能とする。</li> <li>緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> </ul>
緊急時対策所発電機 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 緊急時対策所 低圧母線盤 可搬ケーブル	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用発電機は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> <li>緊急時対策所用発電機の操作は、設置場所及び緊急時対策所内で可能とする。</li> <li>緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。設置場所で操作可能とする。</li> <li>緊急時対策所 低圧母線盤は、緊急時対策所内に設置又は保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> <li>緊急時対策所 低圧母線盤は、緊急時対策所内で操作可能とする。</li> <li>可搬ケーブルは、屋外に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> </ul>
差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式 エリア放射線モニタ	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは、緊急時対策所内に設置又は保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> <li>差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは緊急時対策所内で操作可能とする。</li> </ul>
緊急時対策所用燃料地下タンク タンクローリ	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用燃料地下タンクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。</li> <li>緊急時対策所用燃料地下タンクの系統構成に必要な操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能とする。</li> <li>タンクローリは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件等を考慮する。</li> <li>タンクローリの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能とする。</li> </ul>

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬式 エリア放射線モニタ	差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬式エリア放射線モニタは緊急時対策所内で操作可能な設計とすることを確認した。
緊急時対策所発電機 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 緊急時対策所 低圧母線盤	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用発電機の操作は、設置場所及び緊急時対策所内で可能とする。</li> <li>緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、設置場所で操作可能とする。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所 低圧母線盤は、緊急時対策所内で操作可能とする。</li> </ul>
緊急時対策所用燃料地下タンク タンクローリ	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用燃料地下タンクの系統構成に必要な操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能とする。</li> <li>タンクローリの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能とする。</li> </ul>

#### 2.18.4 操作性及び試験・検査性について

##### (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる。</li> <li>緊急時対策所空気浄化送風機は、緊急時対策所内の操作スイッチにより、緊急時対策所内で操作が可能とする。</li> <li>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所近傍に保管することで、速やかに緊急時対策所を正圧化できる。</li> <li>緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットと接続口との接続は簡便な接続とし、容易かつ確実に接続できる。</li> <li>緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）は、緊急時対策所近傍に保管し、設置場所及び緊急時対策所内での弁の手動操作により、速やかに緊急時対策所を正圧化できる。</li> </ul>
差圧計 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>差圧計は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる。</li> <li>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する。</li> <li>酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能とする。</li> <li>可搬式エリア放射線モニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる。</li> <li>可搬式エリア放射線モニタは、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能とする。</li> <li>可搬式エリア放射線モニタは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能とする。</li> </ul>
緊急時対策所用発電機 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 可搬ケーブル	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用発電機、可搬ケーブル及び緊急時対策所 発電機接続プラグ盤は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる。</li> <li>緊急時対策所用発電機は、付属の操作スイッチ及び遠隔スイッチにより、設置場所で使用するための操作が可能とする。</li> <li>緊急時対策所 低圧母線盤は、遮断器を切替えることにより、給電の切替えが可能とする。</li> <li>可搬ケーブルは、人力による持ち運びが可能とする。</li> </ul>
緊急時対策所用燃料地下タンク タンクローリ	<p>以下の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用燃料地下タンクは、タンクローリへの燃料補給のための系統構成を行う際に、設置場所での必要な手動操作が可能とする。</li> <li>タンクローリは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる。</li> <li>タンクローリは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能とする。</li> <li>タンクローリは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留め等による固定が可能とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び内容が示されている。（参照：「試験・検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
緊急時対策所遮蔽	緊急時対策所遮蔽は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）	緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
差圧計 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 可搬式エリア放射線モニタ	以下の設計とすることを確認した。 ・ 差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように、標準器等による模擬入力ができる。 ・ 可搬式エリア放射線モニタは、校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる。
緊急時対策所用発電機 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 緊急時対策所 低圧母線盤 可搬ケーブル	緊急時対策所用発電機、可搬ケーブル、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤及び緊急時対策所 低圧母線盤は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
緊急時対策所用燃料地下タンク タンクローリ	以下の設計とすることを確認した。 ・ 緊急時対策所用燃料地下タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認並びに停止中に内部の確認が可能とし、発電用原子炉の停止中に内部確認が可能なよう、マンホールを設ける。 ・ タンクローリは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観確認及び機能試験、漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能とする。 ・ タンクローリは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能とする。

島根原子力発電所2号炉に係る新基準適合性審査の視点、審査確認事項等の整理表（通信連絡設備（第35条）及び通信連絡を行うために必要な設備（第62条））

設計基準対象施設としては、第35条第1項及び同条第2項に基づき追加要求となった、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすること、また、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを確認する。

また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.19で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第62条及び第43条への適合性を確認する。

通信連絡設備（第35条）及び通信連絡を行うために必要な設備（第62条）

1. 適合方針（第35条関係）	35&62-3
2. 19.1 適合方針（第62条関係）	35&62-5
(1) 設置許可基準規則への適合	35&62-5
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	35&62-5
i) 発電所内の通信連絡を行うための設備	35&62-5
a. 通信連絡設備（発電所内）	35&62-5
ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備	35&62-5
a. 通信連絡設備（発電所外）	35&62-5
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	35&62-7
i) 発電所内の通信連絡を行うための設備	35&62-8
a. 通信連絡設備（発電所内）	35&62-8
b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）	35&62-8
c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）	35&62-9
ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備	35&62-9
a. 通信連絡設備（発電所外）	35&62-9
b. データ伝送設備	35&62-10
c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）	35&62-10
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	35&62-11
2. 19.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	35&62-12
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	35&62-12
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	35&62-12
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	35&62-13
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	35&62-13
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	35&62-13
2. 19.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	35&62-14
2. 19.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	35&62-14
2. 19.3 環境条件等	35&62-16
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	35&62-16
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	35&62-16
2. 19.4 操作性及び試験・検査性について	35&62-18

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 35&62-18

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 35&62-18

1. 適合方針（第35条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>（通信連絡設備）</p> <p>第三十五条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第35条（通信連絡設備）</p> <p>1 第1項に規定する「通信連絡設備」とは、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備をいう。</p>	<p>工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができる設備を設置する方針としているか。</p> <p>① 設計基準事故が発生した場合において、工場等内の通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）は、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備を配備する方針であることを確認。</p> <p>② 多様性を確保した通信連絡設備として、ページング、携帯型通話設備（PHS）等音声により行うことができる装置が配備される方針であることを確認。</p>	<p>本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。ことを確認した。</p> <p>緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）※を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>※ 安全パラメータ表示システム（SPDS）は、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置から構成される。</p> <p>① 設計基準事故が発生した場合において、中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物、タービン建物等の建物内外各所の者への必要な操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備、無線通信設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とすることを確認した。</p> <p>② ①のとおり、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、有線式通信設備、無線通信設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置する設計であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、通信連絡設備（発電所内）の多様性が示されている。（第2.2-1表）</p> <p>また、通信連絡設備（発電所内）の概要が示されている。（第2.2-1図）</p> <p>なお、多様性を確保した通信連絡設備として、以下のものがある。</p> <p>所内通信連絡設備（警報装置を含む。）（ハンドセットステーション、スピーカ）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線通信設備（固定型、携帯型）、有線式通信設備（有線式通信機）</p>
<p>（通信連絡設備）</p> <p>第三十五条</p> <p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p>	<p>工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができることとしているか。</p> <p>（所外必要箇所の選定）</p> <p>① 発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所（本店、原子力規制庁、関係自治体等）が選定されていることを確認。</p> <p>（通信連絡設備及びデータ伝送設備）</p>	<p>① 本発電所外の本社（広島）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信連絡設備を設置する設計とすることを確認した。</p>



設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第35条（通信連絡設備）</p> <p>2 第2項に規定する「通信連絡する必要がある場所と通信連絡ができる」とは、所外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内（原子炉制御室等）から所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を常時使用できることをいう。</p>	<p>② 選定された施設外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内（原子炉制御室等）から所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を備え、それらが常時使用できる方針であることを確認。</p>	<p>② 緊急時対策支援システム（ERSS）へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備（※1）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（※2）を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>※1 データ伝送設備とは、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち、SPDS伝送サーバを示す。</p> <p>※2 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、テレビ会議システム、IP-電話及びIP-FAXから構成される。</p> <p>設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、自治体、その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備（発電所外）として、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム、専用電話設備、衛星電話設備（社内向）、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管することを確認した。</p> <p>また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、データ伝送設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、通信連絡設備（発電所外）の多様性が示されている。（第2.5-1表、第2.5-1図） また、通信連絡設備の一覧（通信連絡設備（発電所外）の概要）が示されている。（参考第1.1-2表）</p>
<p>（解釈）</p> <p>第35条（通信連絡設備）</p> <p>3 第2項に規定する「多様性を確保した専用通信回線」とは、衛星専用IP電話等、又は発電用原子炉設置者が独自に構築する専用の通信回線若しくは電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線等、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性（ケーブル及び無線等）を備えた構成の回線をいう。</p>	<p>多様性を確保した専用通信回線を設置する方針としているか。</p> <p>① 多様性を確保した専用通信回線として、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の異なる多様性を確保し、輻輳等による制限を受けない専用通信回線に接続する設計としていることを確認。</p>	<p>① 通信連絡設備は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による多様性を備えた専用通信回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とすることを確認した。</p> <p>通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系回線、無線系回線又は衛星回線により通信方式の多様性を確保した専用通信回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、多様性を確保した専用回線として、通信回線の種別、主要設備、専用の別、輻輳の制限等が示されている。（第2.5-1表）</p>
<p>（解釈）</p> <p>第35条（通信連絡設備）</p> <p>4 第35条において、通信連絡設備等については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能でなければならない。</p>	<p>設計基準事故が発生した場合においても動作可能な通信設備等を設置する方針としているか。</p> <p>① 通信連絡設備等は、外部電源に期待できない場合でも動作可能とするため、非常用所内電源系又は無停電電源に接続した設計であることを確認。</p>	<p>① これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とすることを確認した。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、電源系統、電源設備が示されている。（第2.6-1図及び第2.6-2図、第2.6-1表～第2.6-4表）</p>

2.19.1 適合方針（第62条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p data-bbox="222 411 667 443">（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p data-bbox="181 457 1015 621">第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> <p data-bbox="142 680 1026 758">① 技術的能力審査基準 1.19 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p data-bbox="1047 680 2525 711">① 技術的能力審査基準 1.19 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1047 768 1576 800">i) 発電所内の通信連絡を行うための設備</p> <p data-bbox="1047 814 1412 846">a. 通信連絡設備（発電所内）</p> <p data-bbox="1047 858 1454 890">&lt;通信連絡設備（発電所内）&gt;</p> <ul data-bbox="1086 905 1528 1024" style="list-style-type: none"> <li>・ 衛星電話設備（固定型、携帯型）</li> <li>・ 無線電話設備（固定型、携帯型）</li> <li>・ 有線式通信設備（有線式通信機）</li> </ul> <p data-bbox="1047 1083 1552 1115">b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）</p> <p data-bbox="1047 1127 1472 1159">&lt;データ伝送設備（発電所内）&gt;</p> <ul data-bbox="1047 1173 2421 1205" style="list-style-type: none"> <li>・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）（SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置）</li> </ul> <p data-bbox="1047 1264 2315 1295">c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）</p> <p data-bbox="1071 1310 1602 1341">a. の&lt;通信連絡設備（発電所内）&gt;と同じ</p> <p data-bbox="1047 1400 1602 1432">ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備</p> <p data-bbox="1047 1444 1412 1476">a. 通信連絡設備（発電所外）</p> <p data-bbox="1047 1488 1445 1520">&lt;通信連絡設備（発電所外）&gt;</p> <ul data-bbox="1086 1535 2371 1608" style="list-style-type: none"> <li>・ 衛星電話設備（固定型、携帯型）</li> <li>・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機及び IP-FAX）</li> </ul> <p data-bbox="1047 1667 1297 1698">b. データ伝送設備</p> <p data-bbox="1047 1711 1472 1743">&lt;データ伝送設備（発電所外）&gt;</p> <ul data-bbox="1086 1757 1774 1789" style="list-style-type: none"> <li>・ データ伝送設備（緊急時対策支援システム伝送装置）</li> </ul> <p data-bbox="1047 1848 1917 1879">c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>有する通信連絡設備（発電所外） a. の&lt;通信連絡設備（発電所外）&gt;と同じ</p> <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、10.11.2.2.1 多様性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている。（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）【57条】電源設備</li> <li>・ 緊急時対策所用発電機【61条】緊急時対策所</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項

技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。

（設備の目的）

- ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。
- ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。

（機能喪失の想定）

- ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。

<BWRの場合>

例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。

（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

i) 発電所内の通信連絡を行うための設備

a. 通信連絡設備（発電所内）

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（通信連絡設備（発電所内））として、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備（有線式通信機）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <p>＜通信連絡設備（発電所内）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を設置又は保管する。</li> <li>・ 衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管する。</li> <li>・ 有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管する。</li> <li>・ 衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用できる設計とする。</li> <li>・ 衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。</li> <li>・ 衛星電話設備及び無線通信設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</li> <li>・ 衛星電話設備及び無線通信設備のうち緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。</li> <li>・ 衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。</li> <li>・ 充電式電池を用いるものについては、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等時が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.11-1図 通信連絡設備概略系統図）と追補の系統概要図（第1.19-1図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第10.11-1図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源として非常用交流電源設備を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>

b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）

確認結果（島根2号）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））として、安全パラメータ表示システム（SPDS）※を使用することを確認した。</p> <p>※ 安全パラメータ表示システム（SPDS）として、SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及び SPDS 表示装置が設置される。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <p>＜データ伝送設備（発電所内）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として、SPDS データ収集サーバ、SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。</li> </ul>

- ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS データ収集サーバは廃棄物処理建物に設置し、SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置は緊急時対策所に設置する。
- ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS データ収集サーバは、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 伝送サーバ及び SPDS データ表示装置は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.11-1 図 通信連絡設備概略系統図）と追補の系統概要図（第 1.19-1 図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10.11-1 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として非常用交流電源設備を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

**c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）**

確認結果（島根2号）

- a. の＜通信連絡設備（発電所内）＞と以下の項目を除き同じ。その他の項目については、通信連絡設備（発電所内）を参照。

（設備の目的）

- ① 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備として、衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）及び有線式通信設備（有線式通信機）を使用することを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合であって計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する場合を想定していることを確認した。

**ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備**

**a. 通信連絡設備（発電所外）**

確認結果（島根2号）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（通信連絡設備（発電所外））として、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

＜通信連絡設備（発電所外）＞

- ・ 重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。
- ・ 衛星電話設備は、「i) a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡」と同じである。
- ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所に設置する設計とする。
- ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合に発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.11-1 図 通信連絡設備概略系統図）と追補の概略系統図（第 1.19-1 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10.11-1 図）に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）  
 （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、電源として非常用交流電源設備を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

**b. データ伝送設備**

確認結果（島根2号）

- （設備の目的）
- ① 重大事故等対処設備（データ伝送設備）としてデータ伝送設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。  
 <データ伝送設備（発電所外）>  
 ・ 重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として、SPDS 伝送サーバで構成するデータ伝送設備を設置する。  
 ・ データ伝送設備は、緊急時対策所に設置する設計とする。  
 ・ データ伝送設備を構成する SPDS 伝送サーバは、「i）b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）」と同じである。
- （機能喪失の想定）
- ③ 重大事故等が発生した場合に発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータの伝送を行う場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.11-1 図 通信連絡設備概略系統図）と追補の概略系統図（第 1.19-1 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10.11-1 図）に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）  
 （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、電源として非常用交流電源設備を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、緊急時対策所用発電機等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

**c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）**

確認結果（島根2号）

- a. の<通信連絡設備（発電所外）>と以下の項目を除き同じ。その他の項目については、通信連絡設備（発電所外）を参照。
- （設備の目的）
- ① 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有するための通信連絡設備として、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用することを確認した。
- （機能喪失の想定）
- ③ 重大事故等が発生した場合であって計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する場合を想定していることを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>① 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>① 衛星電話設備、無線通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）は、代替電源設備から給電され、電源の多様性を有する設計とする。また、有線式通信設備は乾電池を使用することで多様性を有する設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）



### 2.19.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

#### a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備として、以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
無線通信設備（固定型） 衛星電話設備（固定型）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する。</li> <li>無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る。</li> </ul>

#### b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬重大事故防止設備兼可搬重大事故緩和設備として、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
無線通信設備（携帯型） 衛星電話設備（携帯型）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>無線通信設備のうち無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（携帯型）の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する。</li> </ul>
有線式通信設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>有線式通信設備の電源は、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池を使用することで、非常用交流電源設備又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する。</li> </ul>

また、62条で整理する重大事故等対処設備について、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
衛星電話設備 無線連絡設備 有線式通信設備 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>無線通信設備、衛星電話設備及び有線式通信設備は、異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する。</li> <li>緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の電源は、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、専用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、緊急時対策所用発電機からの給電により使用することで、非常用交流電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により使用する電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、及び専用電話設備に対して多様性を有する。</li> </ul>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用し、安全性の向上を図る設計とされていることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室、廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上を図る。</li> <li>中央制御室、廃棄物処理建物及び緊急時対策所内に設置する無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</li> </ul>

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

62条で整理する重大事故等対処設備に、可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備として、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
無線通信設備（携帯型） 衛星電話設備（携帯型）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は、緊急時対策所内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る。</li> </ul>
有線式通信設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管することで、所内通信連絡設備及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る。</li> </ul>

### 2.19.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
無線通信設備（固定型） 衛星電話設備（固定型） 有線式通信設備 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 安全パラメータ表示システム（SPDS） データ伝送設備	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
無線通信設備（携帯型） 衛星電話設備（携帯型）	・ 無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 2.19.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量の設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
無線通信設備（固定型）	無線通信設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とすることを確認した。
衛星電話設備（固定型）	衛星電話設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とすることを確認した。
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とすることを確認した。
データ伝送設備	データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、システムの目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保する等により、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有することを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

補足説明資料において、容量の設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
無線通信設備（携帯型）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 無線通信設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する。 ・ 無線通信設備（携帯型）の保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する。
衛星電話設備（携帯型）	衛星電話設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とすることを確認した。
有線式通信設備	有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建物内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式を保管する設計とすることを確認した。

### 2.19.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
有線式通信設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>有線式通信設備は、中央制御室付近の廃棄物処理建物内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建物内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とする。</li> </ul>
無線通信設備（固定型） 衛星電話設備（固定型）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）は、中央制御室及び緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の操作は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>
無線通信設備（携帯型） 衛星電話設備（携帯型）	無線通信設備（携帯型）及び衛星電話設備（携帯型）は、発電所内の屋外で使用し、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
SPDS データ収集サーバ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>SPDS データ収集サーバは、廃棄物処理建物内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</li> <li>SPDS データ収集サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とすることを確認した。</li> </ul>
SPDS 伝送サーバ	SPDS 伝送サーバは、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 伝送サーバは、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とすることを確認した。
SPDS データ表示装置	SPDS データ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS データ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で操作可能な設計とすることを確認した。
データ伝送設備	データ伝送設備は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とすることを確認した。

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
衛星電話設備（固定型） 無線通信設備（固定型）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</li> <li>衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室で使用する場合、切り替え操作をすることなく使用できる設計とする。</li> </ul>
安全パラメータ表示システム（SPDS）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>SPDSデータ収集サーバ、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びデータ伝送設備は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>SPDSデータ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。</li> </ul>
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
データ伝送設備	データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
衛星電話設備（携帯型） 無線通信設備（携帯型）	衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
有線式通信設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。</li> <li>有線式通信設備は、端末である有線式通信機と中継コード及び専用接続端子の接続を簡便な端子接続とし、接続規格を統一することにより、使用場所において確実に接続できる設計とする。</li> <li>有線式通信設備は、乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。</li> </ul>

## 2.19.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、全体の系統構成が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
衛星電話設備（固定型） 無線通信設備（固定型）	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能とする。</li> <li>衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）は、中央制御室待避室で使用する場合、切り替え操作をすることなく使用できる。</li> </ul>
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS データ収集サーバ、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 伝送サーバ及びデータ伝送設備は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない。</li> <li>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS データ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能とする。</li> </ul>

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
衛星電話設備（携帯型） 無線通信設備（携帯型）	衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備（携帯型）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
有線式通信設備	以下の設計とすることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>有線式通信設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能とする。</li> <li>有線式通信設備は、端末である有線式通信機と中継コード及び専用接続端子の接続を簡便な端子接続とし、接続規格を統一することにより、使用場所において確実に接続できる設計とする。また、乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能とする。</li> </ul>

### （2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、試験・検査の内容が示されている。（参照：「試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
無線通信設備、衛星電話設備、有線式通信設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びデータ伝送設備	無線通信設備、衛星電話設備、有線式通信設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びデータ伝送設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

島根原子力発電所2号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（その他設備）

技術的能力基準で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

その他設備（原子炉本体、原子炉格納施設、燃料貯蔵設備、非常用取水設備）

2.20.1 適合方針	その他-2
(1) 設置許可基準規則への適合	その他-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	その他-2
2) その他設備の設計方針	その他-3
2.20.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	その他-5
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	その他-5
b. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	その他-5
2.20.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	その他-6
2.20.2 容量等（第43条第2項第1号）	その他-7
2.20.3 環境条件等	その他-8
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	その他-8
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号）	その他-9
2.20.4 操作性及び試験・検査性について	その他-10
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号）	その他-10
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	その他-10



2.20.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 技術的能力審査基準1.1~1.19により抽出された重大事故等対処設備以外で流路として使用する等、その他共通で使用する設備（その他設備）について重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p> <p>（その他設備）                      &lt;BWRの場合&gt;                      例1：代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器の過圧破損の防止に期待する場合は、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、海水貯留堰、スクリーン室、取水路等が含まれる。</p>	<p>① その他設備について、以下のとおり、重大事故等対処設備として整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）【その他設備】原子炉本体</li> <li>・原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設</li> <li>・燃料プール 【その他設備】燃料貯蔵施設</li> <li>・原子炉建物原子炉棟【その他設備】原子炉格納施設</li> <li>・取水口 【その他設備】非常用取水設備</li> <li>・取水管 【その他設備】非常用取水設備</li> <li>・取水槽 【その他設備】非常用取水設備</li> </ul> <p>&lt;本文：ホ（1）(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造&gt;                      &lt;添付八：5.1.2.1 概要&gt;                      &lt;本文：リ（2）原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率&gt;                      &lt;添付八：9.1.2.1 概要&gt;                      &lt;本文：ニ（2）(ii)a. 構造&gt;                      &lt;添付八：4.1.2.1 概要&gt;                      &lt;添付八：9.1.2.3.1 概要&gt;                      &lt;本文：ヌ（3）(v) 非常用取水設備&gt;                      &lt;添付八：10.7.2.1 概要&gt;</p>

## 2) その他設備の設計方針

以下の重大事故等時に用いるその他設備について、設計方針を確認した。

設備名称	確認結果（島根2号）
<p>【その他設備】原子炉本体（第44条、第45条、第47条、第50条、第51条において使用）</p> <p>原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。</li> <li>炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれのある事故時において、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。</li> </ul>
<p>【その他設備】原子炉格納施設（第48条、第49条、第50条、第51条において使用）</p> <p>原子炉格納施設の原子炉格納容器</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</li> <li>原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウェル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サブプレッション・プール水のドライウェルへの逆流及びドライウェルの外圧による破損を防止できる設計とする。</li> </ul>
<p>【その他設備】燃料貯蔵設備（第54条において使用）</p> <p>燃料貯蔵設備の燃料プール</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プールは、残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し、又は燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また、燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール戻り配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール戻りラインの逆止弁にサイフォンブレイク配管を設ける設計とする。</li> <li>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合及び燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。</li> </ul>
<p>【その他設備】原子炉建物原子炉棟（第46条、第59条において使用）</p> <p>原子炉格納施設の原子炉建物原子炉棟</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物原子炉棟に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる設計とする。また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止できる設計とする。なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室から遠隔操作又は現場において人力により操作できる設計とする。</li> <li>原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉建物原子炉棟の圧力が上昇し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。</li> </ul>
<p>【その他設備】非常用取水設備（第48条、第50条、第56条において使用）</p> <p>非常用取水設備の取水口、取水管、取水槽</p>	<p>取水口、取水管及び取水槽は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行うことを確認した。</p>

<本文：ホ（1）（ii）主要な機器及び管の個数及び構造>

<添付八：5.1.2.1 概要>

<本文：リ（2）原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率>

<添付八：9.1.2.1 概要>

<本文：ニ（2）（ii）a. 構造>

<添付八：4.1.2.1 概要>

<添付八：9.1.2.3.1 概要>

<本文：ヌ（3）（v）非常用取水設備>

<添付八：10.7.2.1 概要>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された重大事故等対処設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.20.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）	位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	
燃料プール	
原子炉建物原子炉棟	
取水口、取水管、取水槽	

b. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の発電用原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）	2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とすることを確認した。
原子炉格納容器	
燃料プール	
原子炉建物原子炉棟	
取水口、取水管、取水槽	

<添付八：10.8.2.2.2 共用の禁止>

2.20.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

a. 悪影響防止

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等の系統的な影響については、系統図に示している。（参照：系統図）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）	原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
原子炉格納容器	原子炉格納容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
燃料プール	燃料プールは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
原子炉建物原子炉棟	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建物原子炉棟は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、誤開放しない設計とする。また、中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合においても原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により開口部を速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
取水口、取水管、取水槽	取水口、取水管及び取水槽は、通常時の系統構成を变えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

<添付八：5.1.2.2.1 悪影響防止>

<添付八：9.1.2.1.2.1 悪影響防止>

<添付八：4.1.2.2.1 悪影響防止>

<添付八：9.1.2.3.2.1 悪影響防止>

<添付八：10.8.2.2.1 悪影響防止>

2.20.2 容量等（第43条第2項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
燃料プール	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
原子炉建物原子炉棟	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。 なお、原子炉格納容器外での原子炉冷却材が漏えいするインターフェイスシステムLOCA発生時の重大事故等対処設備としての原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの容量等については、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条） 2.3.2 容量等」にて確認した。
取水口、取水管、取水槽	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。

### 2.20.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八1.1.7.3環境条件等」に示す。

補足説明資料において、設備等の設置状況（参照：配置図）を示し、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）を示している。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</li> </ul>
原子炉格納容器	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器は、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、原子炉格納容器は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水、ドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内へのスプレー並びに原子炉格納容器下部への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</li> </ul>
燃料プール	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プールは、原子炉建物原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>燃料プールスプレー系（常設スプレーヘッド）、燃料プールスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへの注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</li> </ul>
原子炉建物原子炉棟	原子炉建物原子炉棟は、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内及び屋外の環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
取水口、取水管、取水槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>取水口、取水管及び取水槽は、想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>取水口及び取水管は、鋼製構造物であり、海水中に設置するため、防食等により腐食を防止する設計とする。</li> <li>取水槽は、コンクリート構造物であり、常時海水を通水するため、腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。</li> </ul>

<添付八：5.1.2.2.2 環境条件等>

<添付八：9.1.2.1.2.2 環境条件等>

<添付八：4.1.2.2.2 環境条件等>

<添付八：9.1.2.3.2.2 環境条件等>

<添付八：10.8.2.2.3 環境条件等>

**b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八 1.1.7.3 環境条件等」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
燃料プール	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉建物原子炉棟	原子炉建物原子炉棟は、想定される重大事故等時における原子炉建物原子炉棟内及び屋外の環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
取水口、取水管、取水槽	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。

<添付八：9.1.2.3.2.2 環境条件等>



## 2.20.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
燃料プール	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉建物原子炉棟	中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は、遠隔又は現場において手動で開口部を閉止できる設計とする。
取水口、取水管、取水槽	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。

<添付八：9.1.2.3.2.3 操作性の確保>

### （2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（島根2号）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）	原子炉圧力容器は、通常の系統構成により、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とすることを確認した。
原子炉格納容器	原子炉格納容器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とすることを確認した。
燃料プール	燃料プールは、漏えいの有無等の確認が可能な設計とすることを確認した。
原子炉建物原子炉棟	原子炉建物原子炉棟は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。
取水口、取水管、取水槽	取水口、取水管及び取水槽は、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

<添付八：5.1.2.4 試験検査>

<添付八：9.1.2.1.4 試験検査>

<添付八：4.1.2.4 試験検査>

<添付八：9.1.2.3.4 試験検査>

<添付八：10.8.2.4 試験検査>