

原子炉冷却材の流出

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5.3-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5.3-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5.3-3
(3) 燃料損傷防止対策	5.3-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5.3-11
(1) 有効性評価の方法	5.3-11
(2) 有効性評価の条件	5.3-13
(3) 有効性評価の結果	5.3-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5.3-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5.3-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5.3-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5.3-21
b. 操作条件	5.3-22
(3) 操作時間余裕の把握	5.3-23
4. 必要な要員及び資源の評価	5.3-24
5. 結論	5.3-25

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：原子炉冷却材の流出）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンス内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における事故シーケンスは、以下の5つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>① 原子炉冷却材流出（CRD点検（交換）時の作業誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗</p> <p>② 原子炉冷却材流出（LPRM点検（交換）時の作業誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗</p> <p>③ 原子炉冷却材流出（RIP点検時の作業誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗</p> <p>④ 原子炉冷却材流出（CUWブロー時の操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗</p> <p>⑤ 原子炉冷却材流出（RHR系統切替え時のミニフロー弁操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗</p>

（添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第3-3表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定」）

事故シーケンス	主要事故シーケンス <sup>*1</sup>		対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		着眼点 (a. 余裕時間, b. 設備容量, c. 代表シーケンス)			着眼点と選定理由
			燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a.	b.	c.	
原子炉冷却材の流出	—	①原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能 (事象の認知を含めたもの)	・待機中のECCS (残留熱除去系[低圧注水系]) ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP, SPCU, FP, 消防車 <sup>*5</sup>	低	低	低	a 異常の認知、漏えい箇所の隔離や待機中のECCS・低圧代替注水系の起動といった緩和措置の実施までに掛かる時間(最大2時間)に比べて十分時間がある(2時間以上)ため「低」とした
	—	②原子炉冷却材流出(LPRM点検(交換)時の作業誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	低	b 待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量(HPCF 727m <sup>3</sup> /h, LPFL 954m <sup>3</sup> /h, MUWC(原子炉側注水) 90m <sup>3</sup> /h)に比べて十分小さいため(最も冷却材流出量の大きなRHR切替え時のミニフロー弁操作誤りにおいても87m <sup>3</sup> /h)「低」とした
	—	③原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	中	c 事故シーケンスグループに対する寄与割合が81%(7号炉では82%)と支配的である④の事故シーケンスを「高」とし、寄与割合が19%(7号炉では18%)である③の事故シーケンスを「中」とした
	—	④原子炉冷却材流出(CUWブロー時の操作誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	高	・⑤の「RHR切替え時のミニフロー弁操作誤り」は、燃料の露出に至らないためにPRAで起回事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し、改めて重大事故シーケンスの選定対象として追加した
	◎	⑤原子炉冷却材流出(RHR切替え時のミニフロー弁操作誤り)＋崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	—	・「RIP点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象(①, ②, ③の事故シーケンス)は、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏洩発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、また「RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は流出流量が87m <sup>3</sup> /hと他の漏えい事象(①～④の事故シーケンス)より大きいことから、⑤の事故シーケンスを重大事故シーケンスとして選定した

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から誤操作等により原子炉冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサプレッション・チェンバ側に流出することで、残留熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉圧力容器内の保有水が炉心の崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至ることを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への漏えいが発生し、原子炉冷却材の流出が継続することにより、残留熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、「原子炉冷却材の流出及び炉心崩壊熱による原子炉冷却材の蒸散に伴い原子炉圧力容器内保有水量が減少し、燃料損傷に至る」ものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、運転停止中の原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉冷却材の流出を止めるとともに、原子炉圧力容器に注水し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要があることを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的な初期の対策として、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。安定状態に向けた対策として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

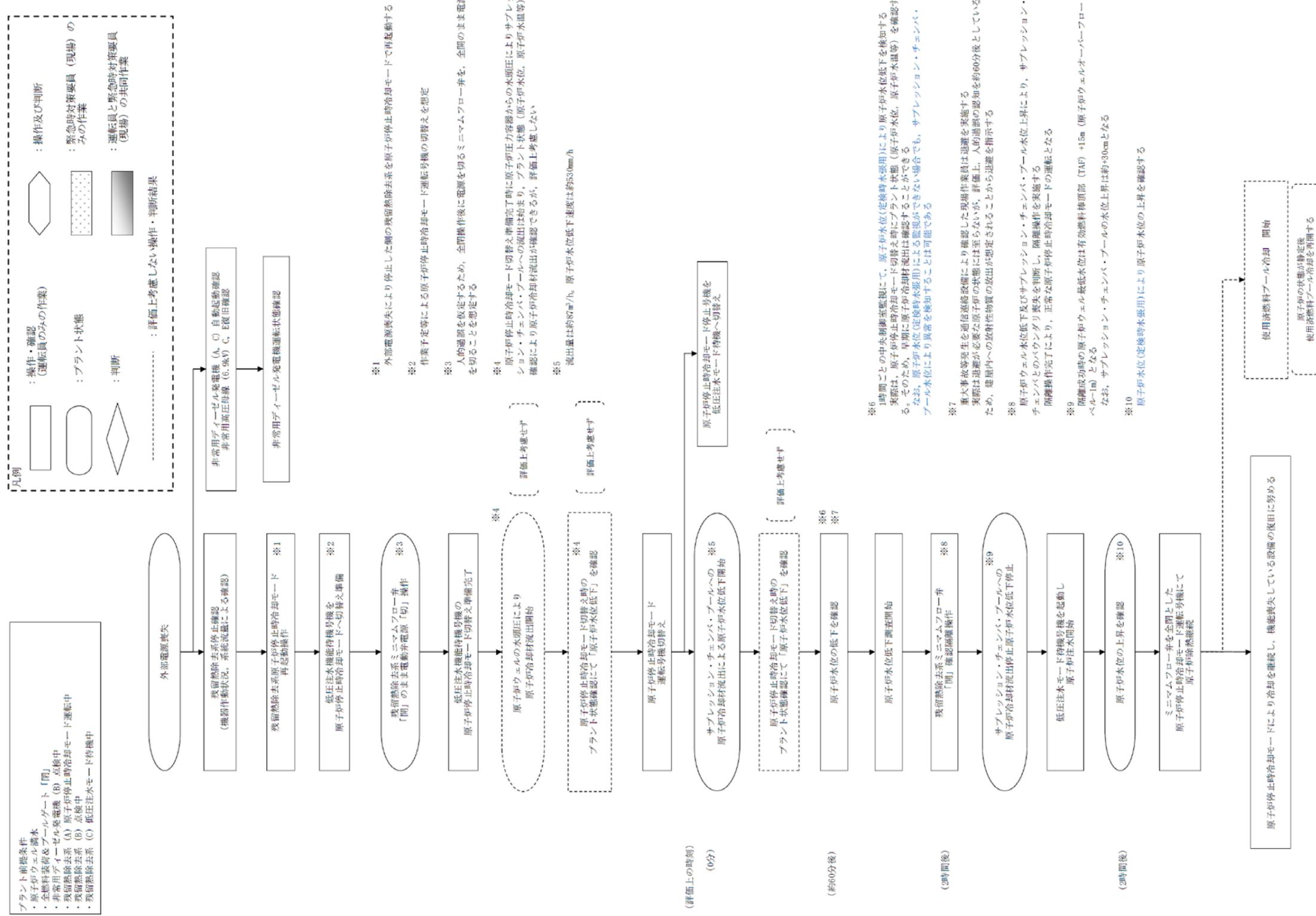
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、残留熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第7.4.3-1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系統流量、サプレッション・チェンバ・プール水位が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、RHR系統切替え時の原子炉冷却材の流出箇所を特定し、流出元の弁を閉止することにより流出を止めた後、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、原子炉水位を回復する。このため、残留熱除去系（低圧注水モード）、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の燃料損傷防止対策である残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水は、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.4.3-1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」において、重大事故等対処設備として、残留熱除去系（低圧注水モード）、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ さらに対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されている残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を挙げていること、「第7.4.3-1表 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策について」において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料5.3.3）において、残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで除熱を行うことにより、安定状態が確立されることが示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.3.3 安定状態について）において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できる」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>（原子炉冷却材の流出の場合）</p>	<p>(iv) 「第7.4.3-1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉水位計、原子炉水位計（SA）及び残留熱除去系系統流量計が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 原子炉の注水による炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 原子炉の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱に係る計装設備として、原子炉水位計、原子炉水位計（SA）及び残留熱除去系系統流量計が挙げられていることを確認した。</p>
<p>（v） 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （原子炉冷却材の流出の場合）</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>（v） 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注入モード）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉ウェル水位を回復（ウェル満水）した時点で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱に切り替えることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>（vi） 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>（vi） 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 実手順としては以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</li> <li>・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統切替え時のプラント状態確認</li> <li>・ 原因調査及び隔離操作</li> </ul> <p>② 原子炉水位低下時の水位確保については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統切り替え時のプラント状態確認及び残留熱除去系の隔離による回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>（vii） 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>（vii） 上記（vi）で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.4.3-1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i） 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p>	<p>3) （i） 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として、残留熱除去系、サプレッション・チェンバ・プール及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱に関連する設備として残留熱除去系、残留熱除去系熱交換器等が、配管、弁を含め概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</li> </ul>	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。</li> <li>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</li> </ul>	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.3-3 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.4.3-3 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要」及び「7.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に係る判断基準・確認項目等  <u>残留熱除去系喪失の判断</u>：外部電源喪失、機器作動状況及び系統流量により、崩壊熱除去系喪失と判断。  <u>原子炉冷却材流出の判断</u>：原子炉ウエル水位低下及びサプレッション・チェンバ・プール水位上昇により、原子炉冷却材流出と判断。          補足説明資料（添付資料5.3.2 原子炉冷却材流出評価における POS 選定の考え方）において、想定される流出先毎に、流出検知のプロセス・判定が示されている。  <u>他系統の起動判断</u>：待機している残留熱除去系の他系統が使用可能であれば起動操作を実施。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していな</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統切り替え時のプラント状態確認等、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>い作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</li> </ul>	<p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>





第 7.4.3-3 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

原子炉冷却材の流出

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）								備考		
	責任者		当直長		1人			中央監視 緊急時対策本部連絡		0 0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5 5								
	指揮者		当直副長		1人			各号炉運転操作指揮										
	通報連絡者		緊急時対策本部要員		5人		中央制御室連絡 発電所外部連絡											
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号												
状況判断	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・外部電源喪失確認 ・残留熱除去系（運転側） 原子炉停止時冷却モード 停止確認 ・非常用ディーゼル発電機起動確認											
残留熱除去系 再起動	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系（運転側） 原子炉停止時冷却モード 起動操作		10分								残留熱除去系ポンプ（A）	
原子炉停止時冷却モード運転切替え	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系（待機側） 原子炉停止時冷却モード 系統構成		90分								残留熱除去系ポンプ（C） 非「開」で電源切を想定	
	-	-	2人 C, D	2人 c, d	-	-	・残留熱除去系（待機側） 原子炉停止時冷却モード 現場系統構成		90分								残留熱除去系ポンプ（C）	
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系（待機側） 原子炉停止時冷却モード 起動操作		10分								残留熱除去系ポンプ（C）	
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系（運転側） 停止操作/低圧注水モード待機状態へ切替え		60分								残留熱除去系ポンプ（A）	
	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・残留熱除去系（運転側） 低圧注水モード待機状態へ切替え		60分								残留熱除去系ポンプ（A）	
原子炉水位回復操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉水位、温度監視		適宜実施									
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉水位低下調査/隔離操作		60分									
	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・放射線防護装備準備		10分									
	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・原子炉水位低下調査/隔離操作		50分								原子炉冷却材流出停止により正常な原子炉停止時冷却モード運転が開始される	
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系（停止側） 低圧注水モード 起動操作		5分								原子炉水位回復後、低圧注水モード停止 残留熱除去系ポンプ（A）	
使用済燃料プール冷却 再開 (評価上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・スキマサージタンク水位調整 ・燃料プール冷却浄化系 系統構成		再起動準備としてろ過脱塩器の隔離及びスキマサージタンクへの補給を実施する 30分									
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・燃料プール冷却浄化系再起動		燃料プール冷却浄化ポンプを再起動し使用済燃料プールの冷却を再開する 必要に応じてスキマサージタンクへの補給を実施する 30分								燃料プール水温「77℃」以下維持 要員を確保して対応する	
必要人員数 合計	1人 A	1人 a	2人 C, D	2人 c, d	0人													

( ) 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 7.4.3-4 図 「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シークエンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シークエンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シークエンス（以下「重要事故シークエンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シークエンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シークエンスグループ内のシークエンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シークエンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シークエンスグループから、重要事故シークエンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シークエンスは、「I 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シークエンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シークエンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シークエンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>1)(i) 重要事故シークエンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シークエンスはPRAで選定されたシークエンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シークエンスグループの重要事故シークエンスは、「原子炉冷却材流出（RHR 系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り）+崩壊熱除去・注水系失敗」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シークエンスグループにおける事故シークエンスは「原子炉冷却材流出」である。他の冷却材流出事象と比べて流出率が大きい「原子炉冷却材流出（RHR 系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り）」が起きることにより、原子炉冷却材の流出と崩壊熱除去系の注水機能が喪失することを確認した。</p> <p>なお、添付資料（添付資料 5.3.2 原子炉冷却材の流出評価における POS 選定の考え方）において、運転停止中のプラント状態と POS との関連が示されている。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シークエンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2)(i) 該当なし。操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認した。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シークエンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外への流出による原子炉水位の低下を評価し、運転員が警報により異常な状態を検知し、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できること並びに放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. RHR の系統切替え（例えば2系列のRHRを有するプラントではA系からB系及びその逆の場合。）時の原子炉冷却材の流出を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の構成に基づき、人的過誤等によって仮定し得る原子炉冷却材の流出口及び流出量を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 待機中のECCS等又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 原子炉冷却材流出口の隔離</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>1)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとし、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。その理由として、外部電源がない場合においても、非常用ディーゼル発電機にて原子炉水位の回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定することを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>・残留熱除去系等からの漏えい量の考え方について確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、運転中のRHR系統切替え時のミニマムフロー弁閉操作忘れによるサプレッション・チェンパへの流出流量は87m<sup>3</sup>/hとすることを確認した。</p> <p>② 「第7.4.3-2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、原子炉圧力容器の開放時について評価する。保有水量を厳しく評価する観点から、プールゲートは閉とする。また、水温は、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、その設計値である52℃とすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（原子炉冷却材の流出の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系ポンプ等の使用台数、設定する流量とその理由を確認。</li> </ul>	<p>2)(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.3-2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量は、残留熱除去系ポンプ1台で設計値である954m<sup>3</sup>/hとすることを確認した。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している運転中の残留熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。ただし、待機中の残留熱除去系については緩和機能として考慮することを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（残留熱除去系低圧注水モード起動の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、残留熱除去系（低圧注水モード）起動操作については中央制御室による操作であり、現場操作はない。「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、残留熱除去系の起動については、1ユニット当たり中央制御室運転員2名にて、速やかに対応できることを確認した。</p> <p>なお、運転中の残留熱除去系ポンプ停止操作、ミニマムフロー弁の閉止操作、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水について、「第7.4.3-4図「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間」で成立性を確認した。</p> <p>② 運転停止中における原子炉水位の確認は運転員により1時間ごとに確認を行うことから、水位低下の確認は、事象発生から1時間後とする。このとき、流出原因の調査及び残留熱除去系（低圧注水モード）による注水を同時に開始する。流出の停止時間は、流出箇所の特定制及び隔離操作に要する時間を考慮し、事象発生から2時間後とする。待機している残留熱除去系（低圧注水モード）の運転開始時間は、隔離完了の時間を考慮し、事象発生から2時間後とすることを確認した。操作余裕時間の評価については、「3. (3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作は、流出元の弁閉止操作の約5分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>（i）事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>（原子炉冷却材の流出の場合）</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位</li> </ul> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系系統流量（低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード）</li> </ul> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位</li> </ul> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> </ul>	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.3.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.4.3-5図より、残留熱除去系ミニマムフロー弁からの原子炉冷却材の流出により、原子炉水位が低下していることを確認した。</p> <p>③ 第7.4.3-5図より、機器条件で設定したとおりの残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水より原子炉水位が上昇していることを確認した（注水流量 954m<sup>3</sup>/h）。</p> <p>④ 第7.4.3-5図より、運転中の残留熱除去系からの原子炉冷却材の流出流量と残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水流量が上回ることで原子炉圧力容器内保有水量が回復しているとともに、原子炉水位は燃料有効長頂部以上を確保できていることから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉水位（燃料有効長頂部の冠水）</p> <p>② 遮蔽が維持される水位</p> <p>③ 未臨界の確保</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<b>事象発生後、原子炉冷却材が残留熱除去系のミニマムフロー弁からサプレッション・チェンバへ流出することにより原子炉水位は低下する。事象発生から2時間に原子炉圧力容器への注水を行うことで、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は燃料有効長頂部の約15m上まで低下するが、冠水は維持される。放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部の約3m上であり、燃料有効長頂部の約15m上まで水位が低下しても、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることではない。原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる。本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持されている</b>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.4.3-5図にあるとおり、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保していることを確認した。</p> <p>② 原子炉水位は燃料有効長頂部の約+15m上を確保できていることにより被ばく低減を図ることができていることを確認した。放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>③ 制御棒は全挿入状態であり未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、待機している残留熱除去系ポンプを起動し原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保できていること、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく放射線の遮蔽を維持できていること及び未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉冷却材流出弁の閉止を行った上で、<b>原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができる</b>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.4.3-5図にあるとおり、事象発生から約2時間以降、原子炉圧力容器への注水を行い、原子炉水位が回復後、原子炉水位は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。なお、原子炉圧力容器への注水時でも、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保されていることを確認した。</p> <p>添付資料(添付資料5.3.3 安定状態について)において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「原子炉圧力容器内保有水量が維持されており、原子炉圧力容器内の温度が安定した状態」としていることが示されている。</p>

### 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

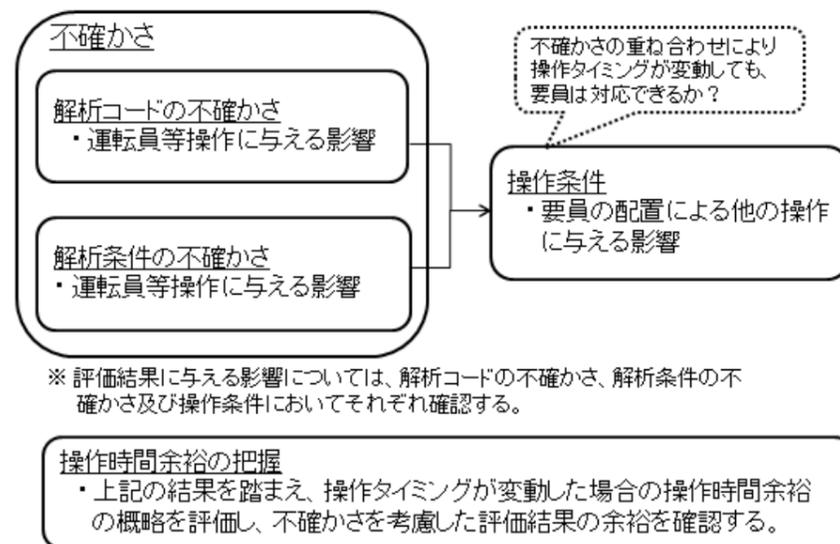
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)(i) 解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び 解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、以下のことから、パラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉冷却材流出停止操作の開始時間は、漏えいの確認、漏えい箇所の特定及び隔離操作を考慮して、事象発生から2時間後としている。実際の原子炉注水の操作は、運転員のRHR系統切替え時のプラント状態の把握による早期の確認に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、十分な余裕時間がある。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)(i) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>③ 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>1)(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱及び原子炉冷却材の流出流量について影響評価を行うことを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 炉心崩壊熱は、原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が事象発生より5時間以上と長いため、崩壊熱が変動した場合による運転員等操作への感度は小さいことを確認した。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、実際の流出流量は解析の評価結果よりも少なくなるため、原子炉圧力容器内保有水量の減少が抑制される。原子炉水位の低下を原子炉水位計やサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇等による認知が可能であり、運転員等操作である残留熱除去系ポンプによる炉心注水の開始は変わらないことを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>③ 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>1)(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 炉心崩壊熱は、原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が事象発生より5時間以上と長いため、崩壊熱が変動した場合による評価結果への影響はない。</p> <p>② 原子炉冷却材の流出流量が変動した場合について、実際の流出流量は解析の評価結果よりも少なくなるため、評価結果への余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出））において、不確かさ評価を検討した解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、事象発生後約2時間で残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作を実施するが、この操作は、中央制御室の運転員1名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作を行う要員は、本操作の前にミニマムフロー弁閉止操作を行うものの、残留熱除去系ポンプによる炉心への注水操作とミニマムフロー弁閉止操作は中央制御室からの操作であること、以降は残留熱除去系ポンプの流量調整、停止操作を専任で行うため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) <u>原子炉冷却材流出を確認し、原子炉冷却材の流出を停止及び原子炉圧力容器への注水操作を開始するのは事象発生から2時間後としているが、原子炉ウエル満水から必要な遮蔽を確保できる最低水位に低下するまでの時間は事象発生から約13時間後であることから、十分な余裕時間がある</u>ことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 （原子炉冷却材の流出の場合）</p> <p>① 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器内保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで低下する時間を原子炉圧力容器内保有水量の減少率で外挿して評価した結果、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始の時間余裕として、事象発生から約13時間は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) (i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて14名である。これに対して、運転員及び緊急時対策要員等は64名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉～5号炉の運転員等も対応可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対応と1号炉～5号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 非常用ディーゼル発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に想定している負荷を上回る設計としており、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>「重大事故等対策設備について」の補足説明資料において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量が200kVAであり必要負荷が約60kVAであること、及びモニタリング・ポスト用発電機の容量が40kVAであり必要負荷が約2.34kVAであることが示されている。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水については、サブプレッション・チェンバ・プール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、非常用ディーゼル発電機を全出力で7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は号炉当たり約753kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約13kLであり、6号炉と7号炉合わせて合計約1,519kL必要である。これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約1,020kLで、合計約2,040kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記(iii)にあるとおり、サブプレッション・チェンバ・プール水を水源として炉心注水を維持するため、外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li>具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。</li> </ul>	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している原子炉冷却材の流出停止、待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「原子炉冷却材流出（RHR 系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗」において、待機中の残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系の1系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>重要事故シーケンス「原子炉冷却材流出（RHR 系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して申請者が計画している原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

反応度の誤投入

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 4-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 4-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 4-3
(3) 燃料損傷防止対策	5. 4-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 4-8
(1) 有効性評価の方法	5. 4-8
(2) 有効性評価の条件	5. 4-10
(3) 有効性評価の結果	5. 4-13
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 4-15
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 4-17
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	5. 4-18
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 4-18
b. 操作条件	5. 4-19
(3) 操作時間余裕の把握	5. 4-20
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 4-21
5. 結論	5. 4-22

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：反応度の誤投入）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における事故シーケンスは、「反応度の誤投入」のみである。</p> <p>追補2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において、この事故シーケンスはPRA評価において選定していない事故シーケンスであることが示されている。具体的には、制御棒又は燃料の取替え作業において、複数の人的過誤や機械故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく、仮に反応度事故に至った場合でも、燃料の著しい破損又は大規模な燃料損傷に至ることは考え難いため、反応度投入事象の影響は局所的であり、限定されるとし、PRA評価において選定していないことが示されている。「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉 確率論的リスク評価(PRA)について 補足説明資料」の「補足説明資料 1.1.2.b-1 反応度投入事象を起因事象から除外した考え方について」では、反応度投入事象を起因事象から除外した考え方が詳細に示されている。</p>

（添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第3-3表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について」）

反応度誤投入事象	◎	反応度の誤投入	①反応度の誤投入*†	安全保護機能及び原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全保護系</li> <li>・原子炉停止機能</li> </ul>	-	-	-	<p>a, b 事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和設備実施までの余裕時間の考慮は不要であり、「-」とした</p> <p>c PRA評価において選定していない起因事象*†による事故シーケンスであるため、「-」とした</p> <p>・ 代表性の観点から停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近傍を認知できずに臨界に至る事象を想定</p>
----------	---	---------	------------	-----------------	--	---	---	---	--

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

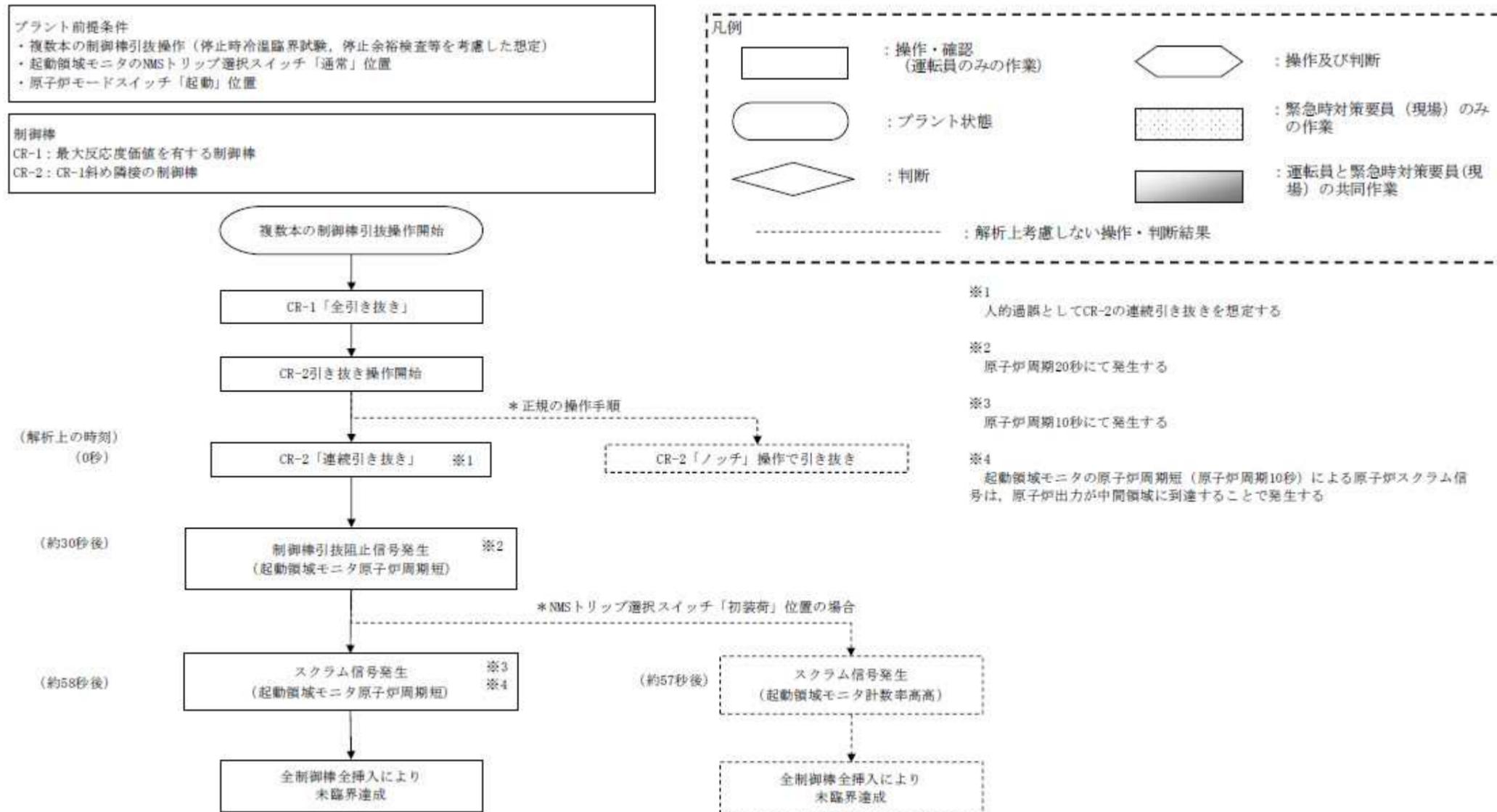
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に正の反応度が急激に投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に、燃料に反応度が投入されることを想定する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉は臨界に達し、急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る」ものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.1「反応度誤投入事象の代表性について」）において、本重要事故シーケンスを選定した根拠が示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.1）には、単一の人的過誤として、「燃料の誤装荷」、「制御棒選択の選択誤り」、「制御棒の連続引き抜き」について、各人的過誤の発生の可能性と反応度の投入速度を検討し、反応度の投入速度が早くなり得る「制御棒連続引き抜き」を選定していることが示されている。更に、これらの人的過誤が重畳する場合する場合についても検討し、これらの人的過誤が重畳する可能性は更に低くなることも示されている。</p> <p>また、補足説明資料（添付資料5.4.1）には、過去に発生した反応度誤投入事象として、「平成11年 志賀原子力発電所1号炉 原子炉緊急停止事故」と「平成8年 柏崎刈羽原子力発電所6号炉 FMCRD 試運転時 CR 引き抜き事象」の再発の可能性を検討し、重要事象として選定する必要はないことが示されている。具体的には、前者は、事象が発生したプラントと ABWR は制御棒駆動機構が異なること、後者については、再発防止策により発生確率が減少したこと及び安全保護系が機能していることから炉心損傷には至らないことを理由として、選定していないことが示されている。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の損傷を防止するためには、異常な反応度投入量を抑制し、未臨界に必要な負の反応度を投入する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、<u>異常な反応度投入量を抑制する</u>機能、未臨界を確保する機能を挙げており、具体的には、制御棒引抜阻止機能により制御棒の引き抜きを自動阻止し、異常な反応度投入量を抑制することによって、原子炉出力の異常上昇を未然に防止することを確認した。さらに、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより全制御棒全挿入とし、原子炉を未臨界にする必要があることを確認した。また、初期の対策により原子炉は未臨界状態を維持することから、原子炉の安定状態が確立されることを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、反応度の誤投入を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第7.4.4-1 表「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」において、起動領域モニタが挙げられていることを確認した。なお、起動領域モニタが反応度の誤投入を検知することにより制御棒引き抜き阻止機能及び原子炉スクラム機能が自動で働くため、対策を実施するための運転員等の事象認知はない。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>制御棒引抜阻止機能により制御棒の引き抜きを自動阻止し、さらに、原子炉停止機能による原子炉自動スクラムにより制御棒全挿入とする。このため、制御棒引抜阻止機能信号及び原子炉スクラム信号を発する起動領域モニタを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。制御棒引抜阻止機能及びスクラムは自動で動作するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であり、その手順については、「技術的能力1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」(※)において整備されていることを確認した。</p> <p>※ 「第1.1.2 図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止フロー」の自動スクラム成功パスを参照。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>初期の対策により原子炉の未臨界状態を維持する</u>ことを確認した。</p> <p>① 初期の対策を参照。</p> <p>② 初期の対策を参照。</p> <p>③ <u>安定状態を維持するための機能が喪失していないため、さらなる対策は示されていない。</u></p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 初期の対策により原子炉が未臨界状態になっていることを確認するため、中性子束の計測に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第7.4.4-1 表「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 中性子束の計測に係る計装設備として、起動領域モニタが挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、初期の対策により原子炉は未臨界状態になり、原子炉の安定状態が確立されることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策はないことを確認した。</p> <p>① 該当なし。</p> <p>② 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 本運転停止中事故シーケンスグループにおいては、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な手順はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であることを確認した。これを踏まえて、使用する重大事故等対処設備（計装）については、「第7.4.4-1表「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。</li> <li>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</li> </ul>	<p>3)</p> <p>(i) 対策に関連する設備として、原子炉緊急停止系が第8.4-2図～第8.4-4図（設置許可申請書の既許可部分）に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。</li> <li>評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</li> </ul> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.4-1 図「反応度の誤投入」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていることを確認した。</p> <p>なお、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な手順はないが、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であることを確認した。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準等について、「第7.4.4-1 図「反応度の誤投入」の対応手順の概要」及び「7.4.4.1(3)燃料損傷防止対策」において以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>制御棒の引き抜きを自動阻止</u>：起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期20秒）により制御棒の引き抜きの阻止機能は自動作動することを確認した。</p> <p><u>原子炉自動スクラムによる制御棒全挿入</u>：起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期10秒）の発生及び原子炉出力が中間領域に到達することにより自動作動することを確認した。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</li> </ul>	<p>5)</p> <p>(i) 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な手順はないため、タイムチャートでの整理は必要ないことを確認した。なお、スクラム動作後の原子炉の未臨界状態を確認するための要員が必要であることを確認した。</p> <p>① 該当なし。</p> <p>② 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している対策はない。）</p> <p>④ 該当なし。（対策として、作業はない。）</p> <p>⑤ 該当なし。（対策として、作業はない。）</p>



第7.4.4-1図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」とすることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、<u>原子炉運転停止中において、炉心が臨界又は臨界近傍の状態になり得る試験として、最大反応度値を有する同一水圧制御ユニットに属する1組又は制御棒1本が引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が引き抜かれる試験が実施されている。</u>この試験において、運転員が操作量の制限を超える誤った制御棒引き抜きの実施すること（※）を確認した。</p> <p>※ 運転停止中の原子炉においては、不用意な臨界の発生を防止するため、停止余裕（最大反応度値を有する同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること）を確保できるように燃料を配置するとともに、通常は原子炉モードスイッチを燃料交換位置として、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒の引き抜きを防止するインターロックを維持した状態で必要な制御棒の操作が実施される。</p> <p>しかしながら、運転停止中の原子炉においても、検査等の実施に伴い原子炉モードスイッチを起動位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する必要がある。このような場合、制御棒の引き抜きは原則としてノッチ又はステップ操作とし、中性子束の監視を行いながら実施している。本重要事故シーケンスでは、原則から逸脱して、制御棒を連続引き抜きし、中性子束の監視を怠っていることを想定している。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本重要事故シーケンスでは、誤操作によって過剰な制御棒の引き抜きが行なわれることにより異常な反応度が投入されるため、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移が重要現象となることを確認した。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) <u>炉心平均中性子束の過渡応答の評価を行うため、炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果等を取り扱うことができるAPEXを用いる</u>ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) BWR</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 制御棒の誤引抜、制御棒及び燃料集合体の誤配置等による反応度投入を想定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 状態監視及び制御棒再挿入等の対応手順の策定による未臨界の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となるため、外部電源はあるものとすることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>・ 想定する炉心、炉心の初期状態、誤って連続引き抜きされる制御棒の位置及びの反応度値を確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、運転停止中の原子炉において、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定することを確認した。</p> <p>② 「第7.4.4-2 表 主要解析条件（反応度の誤投入）」において、初期条件、事故条件等、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、余剰反応度を大きくするため、炉心状態は燃料交換後である平衡炉心のサイクル初期とする。炉心に装荷される燃料は9×9A型燃料、炉心の実効増倍率は1.0、原子炉出力は定格値の<math>10^{-8}</math>、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は20℃、燃料エンタルピーの初期値は8kJ/kgUO<sub>2</sub>とすることを確認した。</p> <p>燃料エンタルピー増加を厳しく評価する観点から、制御棒引き抜きによる正の反応度投入量を大きくするため、全引き抜きされた制御棒の斜めに隣接する制御棒とする。この制御棒の反応度値は、臨界近接時に引き抜かれる制御棒の最大反応度値の制限値（1.0%Δk以下）（※）を超える約1.04%Δkとすることを確認した。</p> <p>「第7.4.4-2 図 引抜制御棒反応度曲線」に、引抜制御棒反応度曲線が示され、「第7.4.4-3 図 スクラム反応度曲線」に、反応度の誤投入におけるスクラム反応度曲線が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>※ 通常、制御棒1本が全引抜されている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理<sup>注)</sup>している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定している。</p> <p>注) 臨界近接時における制御棒の最大反応度値は1.0%Δk以下となるよう管理。また、制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引抜阻止のインターロック、停止時冷温臨界試験での引抜制御棒値の管理等を実施。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒の引抜速度</li> <li>・ 制御棒引抜阻止の作動条件</li> <li>・ 原子炉自動スクラムの作動条件</li> </ul>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.4-2 表 主要解析条件（反応度の誤投入）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>制御棒の引抜速度：制御棒は、引抜速度の上限値 33mm/s にて連続で引き抜かれ、起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期 20 秒）により引き抜きを阻止されるものとすることを確認した。</p> <p>原子炉スクラム信号：原子炉スクラムは、起動領域モニタの原子炉周期短信号（中間領域下限を超えた場合において、原子炉周期 10 秒）により作動するものとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（ii）有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）該当なし。本重要事故シーケンスにおいては、安全機能の喪失を仮定していない。</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策はすべて自動で作動するため、<b>運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はない</b>が、スクラム動作後の原子炉の状態確認が必要であることを確認した。</p> <p>① 本運転停止中重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、現場操作はない。</p> <p>② 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な操作はない。</p> <p>③ 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、対応に必要な操作はない。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止）                      （炉心の著しい損傷の防止）                      4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。                      (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。                      (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。                      ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。                      ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。                      ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p> <p>1. 起動領域モニタの信号により制御棒引抜阻止し、異常な反応度の投入を抑制していることを確認。さらに、起動領域モニタの信号により自動スクラムが作動し、未臨界が確保できるかを確認。</p> <p><b>記載要領（例）</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・トレンド図の変曲点については、説明を加えること</li> <li>・トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること</li> <li>・図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など）</li> </ul>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.4.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.4.4-4 図により、制御棒の誤引き抜きにより、異常な反応度が投入され、炉心平均中性子束が異常に上昇していることを確認した。</p> <p>③ 第7.4.4-4 図により、起動領域モニタの原子炉周期短（20秒）信号により、制御棒引き抜き開始から約30秒後に制御棒の引き抜きが阻止されていることを確認した。起動領域モニタの原子炉周期短（10秒）の信号と中間領域下限を超過したことにより、制御棒引き抜き開始から約58秒後に自動スクラムしていることを確認した。</p> <p>④ 第7.4.4-4 図により、制御棒引き抜き開始から約30秒後に制御棒の引き抜きが阻止されることにより、投入される反応度がほぼ一定となり、原子炉周期がほぼ一定で炉心平均中性子束が上昇していることを確認した。制御棒引き抜き開始から約58秒後に自動スクラムすることにより、未臨界が確保され、炉心平均中性子束が低下していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（自動スクラムによる急速な負の反応度の投入）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、制御棒の引き抜き開始から約30秒後に起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期20秒）が発信し、制御棒の引き抜きが自動阻止される。制御棒の引き抜き開始から約58秒後に起動領域モニタの原子炉周期短信号（中間領域下限を超過した場合において、原子炉周期10秒）が発信することにより、原子炉が自動スクラムする。原子炉出力は定格値の約<math>1.0 \times 10^{-4}</math>までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界になる。この過程で投入される反応度は約0.55ドル（投入反応度最大値:0.33%Δk）であることから、反応度投入事象（※）には至らず、燃料エンタルピ増加に伴う燃料の破損は生じないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 当該期間においては、原子炉圧力容器内において蒸気の発生がないことにより原子炉水位に有意な変動はないため、燃料有効長頂部は冠水を維持しており、さらに、原子炉圧力容器の蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持されることを確認した。</p> <p>② 制御棒の引き抜きによる異常な反応度の投入に伴い一時的に臨界超過状態になり、原子炉出力は異常上昇するものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保されることを確認した。</p> <p>※ 「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日 原子力安全委員会決定）において、反応度投入事象は、「臨界又は臨界近傍の原子炉に、原則的に1ドル以上の反応度が急激に投入されることによって、原子炉出力の上昇とそれに伴う原子炉燃料のエンタルピ増大が生じる事象をいう。」と定義されている。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、制御棒の誤引き抜きによる異常な反応度の投入を起動領域モニタにより検知し、制御棒引抜阻止により反応度投入量を抑制するとともに原子炉自動スクラムにより未臨界状態にできること、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉圧力容器の蓋が閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>初期の対策により原子炉は未臨界状態になり、原子炉の安定状態が確立されることを確認。</li> </ul>	<p>1)</p> <p>(i) 初期の対策により原子炉は未臨界状態になり、原子炉の安定状態が確立されることを確認した。</p>

### 3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

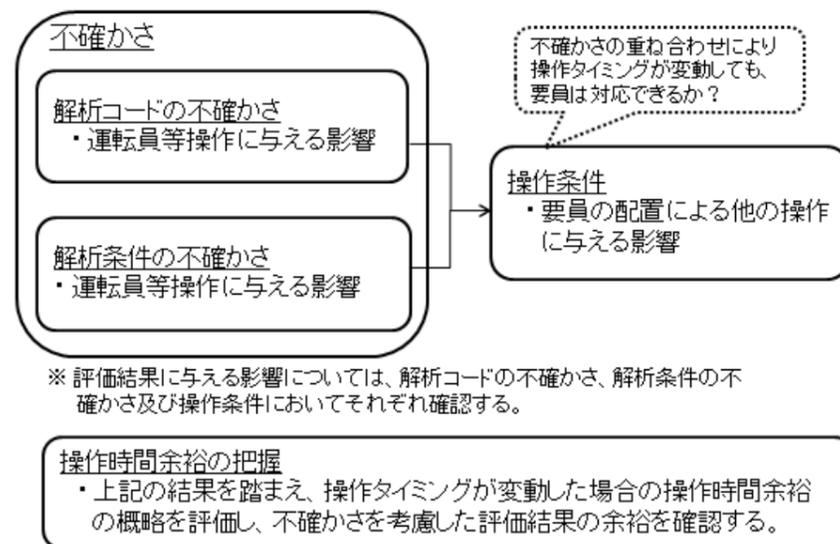
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、評価結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、評価項目となるパラメータに与える影響を評価するものとしていることを確認した。なお、重大事故等対策（制御棒引き抜き阻止機能及び原子炉スクラム機能）はすべて自動で作動するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する必要はないことを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等の操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等の操作の起点となる事象によって運転員等の操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等の操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">重大事故等対策はすべて自動で作動するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないこと</span>を確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重大事故等対策はすべて自動で作動するため、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策としての運転員等の操作はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>ドップラ反応度フィードバック効果、制御棒反応度及び実効遅発中性子発生割合の不確かさを試験データとの比較により評価している。感度解析の結果から、これらの不確かさが、投入反応度に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</u>ことを確認した。具体的な確認内容を以下に示す。</p> <p>① 以下の不確かさを考慮し、感度解析を実施することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドップラ反応度フィードバック</u>：不確かさは、実験にて7～9%と評価されている。</li> <li>・ <u>制御棒反応度</u>：制御棒価値測定との比較から、不確かさは約9%と評価されている。</li> <li>・ <u>実効遅発中性子発生割合</u>：臨界試験との比較により、実効遅発中性子割合の不確かさは約4%と評価されている。</li> </ul> <p>② ①の不確かさを考慮し、感度解析を実施したことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>ドップラ反応度フィードバック効果</u>：不確かさを±10%とした場合においても、投入される反応度は0.55ドルとベースケースと比べて殆ど差異ないことを確認した。</li> <li>・ <u>制御棒反応度</u>：不確かさを±10%とした場合においても、投入される反応度は0.53ドル、0.56ドルであり、これらの不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。</li> <li>・ <u>実効遅発中性子発生割合</u>：不確かさを±10%とした場合においても、投入される反応度は0.53ドル、0.56ドルであり、これらの不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。</li> </ul>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 評価条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 設計基準事故対処設備である制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムは、起動領域モニタが反応度の誤投入を検知するにより自動で働くことを期待しているため、対策に運転員等の操作は含まれていないことを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 装荷炉心、燃焼度が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p> <p>② 初期実効増倍率初期出力が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p> <p>③ 燃料被覆管温度及び冷却材温度が変動した場合の評価結果への感度を確認。なお、事象発生前は、燃料ペレット、燃料被覆管温度及び冷却材温度は等温度状態である。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>初期条件の不確かさとして、炉心燃焼度、装荷されている燃料タイプ、初期出力、初期燃料温度等が考慮されている。感度解析の結果から、これらの不確かさが、投入反応度に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>① サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態の不確かさとして、引抜制御棒反応度曲線、スクラム反応度曲線、実効中性子発生割合について感度解析を実施すると、投入される反応度は0.54ドル、0.60ドルであり、これらの感度解析結果を考慮しても燃料の健全性に影響がないことを確認した。さらに、装荷する燃料を9×9 B型燃料に想定した場合を包含するような引抜制御棒反応度曲線の不確かさを踏まえて、感度解析を実施しても、投入される反応度は0.59ドル～0.61ドルであり、燃料の健全性に影響がないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.4.6 反応度誤投入における炉心状態等の不確かさについて）において、炉心状態の不確かさを踏まえた感度解析結果の一覧が示されている。</p> <p>② 初期出力は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。定格の<math>10^{-8}</math>の10倍及び1/10倍とした場合の感度解析を行い、ベースケースでの結果（0.55ドル）と大きく差異がない、0.55ドル（10倍）及び0.54ドル（1/10倍）であることから、初期出力の不確かさが与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ 初期燃料温度は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を60℃とした場合の感度解析を実施し、ベースケースでの結果（0.55ドル）と大きく差異がない、0.57ドルであることから、初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さいことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 評価条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 設計基準事故対処設備である制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムは、起動領域モニタが反応度の誤投入を検知するにより自動で働くことを期待しているため、対策に運転員等の操作は含まれていないことを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 設計基準事故対処設備である制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムが機能することを期待しているため、対策に運転員等の操作は含まれていないことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（5）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>（i）感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故対処設備である制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムは、起動領域モニタが反応度の誤投入を検知するにより自動で働くことを期待しているため、運転員等の操作の時間遅れによる影響を確認する必要はないことを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、制御棒引き抜き阻止機能及び原子炉スクラム機能が自動で働くため運転員等の操作はないが、原子炉スクラム後の原子炉状態を確認するために必要な要員は1名である。これに対して、中央制御室には9名の当直員がおり、対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 原子炉運転停止中は、上記①で確認した9名の当直員を含めて重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉 から5号炉の運転員等も対処可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対処と、1号炉から5号炉の SFP への対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、外部電源がある状態を想定していることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p> <p>（反応度の誤投入）</p> <p>初期状態として、安定状態を想定している。反応度誤投入 事象が発生後、制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムにより速やかに負の反応度が投入され、初期の安定状態に復帰する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおいては、反応度誤投入事象が発生後、制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムにより速やかに負の反応度が投入され、初期の安定状態に復帰するため、原子炉圧力容器への注水等はないことを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p> <p>（反応度の誤投入）</p> <p>初期状態として、安定状態を想定している。反応度誤投入事象が発生後、制御棒引抜阻止及び原子炉自動スクラムにより速やかに負の反応度が投入され、初期の安定状態に復帰する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスでは、原子炉圧力容器への注水等はなく、また、外部電源がある状態を想定しているため軽油等の燃料の消費はないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ～4. の記載内容のサマリを記載。</li> <li>具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。</li> </ul>	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している制御棒引抜阻止機能による制御棒引き抜きの自動阻止及び原子炉停止機能による原子炉自動スクラムが、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」において、制御棒引き抜きの自動阻止及び原子炉自動スクラムが作動した場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が評価条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。</p> <p>また、原子炉自動スクラムにより運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避し、未臨界状態に到達した後は、未臨界状態の維持が可能であることを確認した。</p> <p>さらに、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した「停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

必要な要員と資源の評価

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

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（必要な資源と要員の評価）

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

(1) 要員の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 必要な要員及び資源の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の評価内容を確認する。</p> <p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を確認する。</p> <p>(BWRの場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 評価対象とするプラント状態を確認。</li> <li>② 発電所外から招集される参集要員についての条件を確認。</li> <li>③ 運転中の発電所内の初動対応要員数を確認。</li> <li>④ 停止中の発電所内の初動対応要員数を確認。</li> <li>⑤ 使用済燃料プールに燃料を取り出している期間の初動対応要員数を確認。</li> <li>⑥ 屋外作業にかかる要員の評価で用いる仮定を確認。</li> </ul>	<p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 各事故シーケンスにおける要員については、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行うことを確認した。</li> <li>② 発電所外から召集される緊急時対策要員については、以下の条件で評価することを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 参集要員に期待しない事故シーケンスにおいては、中央制御室の当直長、当直副長、運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員により、必要な作業対応が可能であることを評価する。</li> <li>・ 参集要員に期待する事故シーケンスにおいては、事象発生10時間までは、中央制御室の運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員のみにより必要な作業対応が可能であること、さらに事象発生10時間以降は発電所構外から召集される参集要員についても考慮して、必要な作業対応が可能であることを評価する。なお、発電所構外から召集される参集要員については、実際の運用では集まり次第、作業対応が可能であるが、評価上は事象発生10時間以前の参集要員による作業対応は見込まないものとする。</li> </ul> </li> <li>③ 運転中の初動対応については、6号及び7号炉の両号炉で原子炉運転中を想定し、以下の条件で評価することを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 初動要員数は、中央制御室の運転員18名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員44名及び自衛消防隊10名の合計72名（これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能。）</li> <li>・ 事象発生10時間以降の参集要員は106名</li> </ul> </li> <li>④ 停止中の手動対応については、6号及び7号炉の両号炉で原子炉運転停止中を想定し、以下の条件で評価していることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 初動要員数は、中央制御室の運転員10名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員44名及び自衛消防隊10名の合計64名（これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能。）</li> <li>・ 事象発生10時間以降の参集要員は106名</li> </ul> </li> <li>⑤ 使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間については、④と同様の条件で評価していることを確認した。</li> <li>⑥ 屋外作業として可搬型重大事故等対処設備にかかる作業を想定し、以下の条件で評価していることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型設備操作において、可搬型設備を事象発生から12時間までは機能に期待しないと仮定するため、その使用開始を12時間後として要員を評価する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</li> </ul> </li> </ul> <p>補足説明資料において、地震時においてアクセスルートの復旧に要する時間を約5時間30分と評価したことが示されている。（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について 添付資料1.0.2「柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照。）</p>

(2) 資源の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1) 資源の評価内容を確認する。 （i）資源の評価条件のうち、共通的な条件を確認する。 ① 有効性評価ガイドに倣い、7日間の資源の充足性を評価する方針であるかを確認。 ② 有効性評価の評価内容を踏まえた資源の評価となっているかを確認。</p>	<p>（i）資源の評価条件のうち、共通的な条件について、以下のとおり確認した。 ① 有効性評価ガイドに倣い、重大事故等対策を7日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行うことを確認した。 ② 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施することを確認した。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件）を考慮すること、水源、燃料及び電源に関する評価においては、淡水貯水池、ガスタービン発電機用燃料タンク及び常設代替交流電源設備は、6号及び7号炉で共用していることから、その合計の消費量を評価することを確認した。</p>
<p>（ii）水源の評価内容を確認する。 （BWRの場合） ① LOCA事象等で炉心への注水を行う場合の水源の評価内容、水源の有効水量を確認。 ② 原子炉格納容器への注水を行う場合の水源の評価内容、水源の有効水量を確認。 ③ 使用済燃料プールへの注水が必要な場合の水源を確認。</p>	<p>（ii）水源の評価内容について、以下のとおり確認した。 ①及び② 以下のとおり評価を行うことを確認した。 （a）原子炉及び原子炉格納容器への注水において、水源となる復水貯蔵槽の保有水量（有効水量：約1,700m<sup>3</sup>）が、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評価する。 （b）復水貯蔵槽については、淡水貯水池からの水の移送について、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>④ 水源の評価結果の包絡性について確認。</p>	<p>③ 使用済燃料プールへの注水において、水源となる淡水貯水池の保有水量（約18,000m<sup>3</sup>）が枯渇しないことを評価することを確認した。</p> <p>④ 水源の評価については、事象進展が早い重要事故シーケンス等が水源（必要水量）として、厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで、他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認することを確認した。</p>
<p>(iii) 燃料の評価内容について確認する。</p> <p>(BWRの場合)</p> <p>① 燃料について、全交流動力電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする燃料の量を確認。</p> <p>② 燃料について、外部電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする燃料の量を確認。</p> <p>③ 電源設備等の燃料消費の考え方について確認。</p>	<p>(iii) 燃料の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び② 以下のとおり評価を行うことを確認した。</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系専用の電源車、代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用）、復水貯蔵槽給水用可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、使用済燃料プール注水用可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、非常用ディーゼル発電機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機のうち、事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮して消費する燃料（軽油）が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、非常用ディーゼル発電機からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油タンク（約1,020kL、2基（6号及び7号炉それぞれ1基））の容量を考慮する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスについては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油タンク（約1,020kL、2基（6号及び7号炉それぞれ1基））とガスタービン発電機用燃料タンク（約100kL）の合計容量約2,140kLを考慮する。</p> <p>③ 燃料消費の考え方について、以下のとおり確認した。</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備は、2台で6号及び7号炉の事故収束に必要な負荷への給電が可能であるが、保守的に3台分の燃料消費量で評価を行う。</p> <p>(b) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。</p>
<p>(iv) 電源の評価内容について確認する。</p> <p>① 全交流電源喪失の発生や重畳を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>② 外部電源喪失を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>③ 各事故シーケンスに必要な補機類の評価内容を確認。</p>	<p>(iv) 電源の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び② 以下のとおり評価を行うことを確認した。</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいては常設代替交流電源設備により、有効性評価において考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備の連続定格容量（約2,950kW）未満となることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスにおいては、非常用ディーゼル発電機からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シーケンスにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機から給電するものとして評価する。</p> <p>③ 各事故シーケンスにおける対策に必要な設備は、重要事故シーケンス等の対策設備に包絡されるため、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認することを確認した。</p>

6.2 重大事故等対策時に必要となる要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 必要な要員の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の評価内容を確認する。</p> <p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果を確認する。</p> <p>① 運転中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 停止中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等で必要な要員の評価結果を確認。</p> <p>③ 燃料取り出し期間中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等に必要な要員の評価結果を確認。</p>	<p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「7.1.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」であり、事象発生後 10 時間に必要な要員は 32 名であり、必要な作業対応は、中央制御室の運転員 18 名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名の初動体制の要員 72 名で対処可能であること、これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能であることを確認した。また、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員数は 46 名であり、参集要員(106 名)により確保可能であることを確認した。</p> <p>② 原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「7.4.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、事象発生後 10 時間に必要な要員は 16 名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 10 名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名の初動体制の要員 64 名で対処可能であること、これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能であることを確認した。また、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員数は 26 名であり、参集要員(106 名)により確保可能であることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間において、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「7.3.2 想定事故 2」であり、必要な要員は 22 名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 10 名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名の初動体制の要員 64 名で対処可能であること、これらの要員数を夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても確保可能であることを確認した。</p>

6.3 重大事故等対策時の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

(1) 水源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対策を7日間継続するための水源は確保されているか。</p> <p>1) 水源の評価内容を確認する。 （BWRの場合）</p> <p>(i) 炉心注水、格納容器内注水及び使用済燃料プールへの注水の継続性について確認する。</p> <p>① 炉心注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>② 原子炉格納容器への注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>③ 使用済燃料プールへの注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p>	<p>(i) 炉心注水及び格納容器内注水の継続性について、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び② 原子炉及び原子炉格納容器への注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」である。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイにおいて、6号及び7号炉それぞれで約7,400m<sup>3</sup>の水が必要であり、6号及び7号炉の同時被災を考慮すると合計約14,800m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、事象発生12時間以降に淡水貯水池から復水貯蔵槽へ水の移送を行うことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく、復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続が可能であることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料プールへの注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.3.2 想定事故2」である。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プール注水において、6号及び7号炉のそれぞれで約3,300m<sup>3</sup>の水が必要であり、6号及び7号炉の同時被災を考慮すると合計約6,600m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として、淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続が可能であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果が示されている。（添付資料6.3.1「水源、燃料、電源負荷評価結果について」参照。）</p>

(2) 燃料の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であることを確認する。 (BWRの場合)</p> <p>① 最も必要な燃料の量が多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p>	<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」である。6号及び7号炉の事故対応に必要な軽油は、合計約655kLとなり、6号及び7号炉それぞれの軽油タンク並びにガスタービン発電機用燃料タンクにて備蓄している軽油量の合計は約2,140kLであるため、必要量の軽油を供給可能であることを確認した。必要な軽油量の内訳は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後から3台の運転を想定すると、7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約504kLの軽油が必要となる。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水及び格納容器スプレイについては、保守的に事象発生直後から8台(6号及び7号炉それぞれ4台)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約42kL(号炉あたり約21kL)の軽油が必要となる。</li> <li>・ 代替原子炉補機冷却系専用の電源車については、保守的に事象発生直後から4台(6号及び7号炉それぞれ2台)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約74kL(号炉あたり約37kL)の軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)については、保守的に事象発生直後からの大容量送水車(熱交換器ユニット用)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約22kL(号炉あたり約11kL)の軽油が必要となる。</li> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機については、事象発生直後から7日間の運転継続に約13kLの軽油が必要となる。</li> </ul> <p>補足説明資料において、重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果が示されている。(添付資料6.3.1「水源、燃料、電源負荷評価結果について」参照。)</p>

(3) 電源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかを確認する。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮しない場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮する場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認するとともに、直流電源の充足性について確認。</p>	<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合、それらを考慮しない場合の各々について、以下のとおり電源供給が可能であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「7.1.4.1 取水機能が喪失した場合」である。常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、6号炉で約1,649kW、7号炉で約1,615kWが必要となるが、常設代替交流電源設備の1台あたりの連続定格容量である2,950kW未満であることから、必要負荷に対する電源供給が可能である。</li> <li>・ 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は、非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定しているが、6号及び7号炉において重大事故等対策に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれていることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</li> <li>・ 直流電源については外部電源喪失時においても、非常用ディーゼル発電機又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお、事故シーケンスグループ「7.1.3 全交流動力電源喪失」においては、交流電源が事象発生後24時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも直流電源負荷の制限及び常設代替直流電源設備への切替えの実</li> </ul>

施により、事象発生後24時間の連続した直流電源の供給が可能である。

補足説明資料において、常設代替交流電源設備からの電源供給が必要な事象について、必要負荷が常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の定格容量内であることが示されている。（添付資料 6.3.1「水源、燃料、電源負荷評価結果について」参照。）

有効性評価 確率論的リスク評価（PRA）

はじめに	付録 1-4
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について	付録 1-5
1.1 事故シーケンスグループの分析について	付録 1-5
(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理	付録 1-8
(1) - 1. PRAに基づく整理	付録 1-8
(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理	付録 1-10
(2) 抽出した事故シーケンスの整理	付録 1-10
(2) - 1. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応	付録 1-10
(2) - 2. 追加すべき事故シーケンスグループの検討	付録 1-12
1.2. 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて	付録 1-12
1.3. 重要事故シーケンスの選定について	付録 1-13
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方	付録 1-13
(2) 重要事故シーケンスの選定結果	付録 1-14
(3) 事故シーケンスの分析	付録 1-14
1.4. まとめ	付録 1-15
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について	付録 1-17
2.1 格納容器破損モードの分析について	付録 1-17
(1) 格納容器破損モードの抽出、整理	付録 1-17
(1) - 1. PRAに基づく整理	付録 1-17
(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理	付録 1-18
(2) レベル 1.5PRA の定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討	付録 1-19
(2) - 1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討	付録 1-19
(2) - 2. 新たな格納容器破損モードの追加検討	付録 1-20
2.2. 評価事故シーケンスの選定について	付録 1-20
(1) 評価対象とするPDSの選定	付録 1-20
(2) 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果	付録 1-22
(3) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性	付録 1-23
(4) 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策	付録 1-24
2.3. 事故シーケンスの分析	付録 1-25
2.4. まとめ	付録 1-25
3. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	付録 1-26
4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について	付録 1-27
4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について	付録 1-27
(1) 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスの検討・整理	付録 1-27
(1) - 1. PRAに基づく整理	付録 1-27
(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理	付録 1-29

4.2 重要事故シーケンスの選定について .....	付録 1-29
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方 .....	付録 1-29
(2) 重要事故シーケンスの選定結果 .....	付録 1-30
4.3 事故シーケンスの分析 .....	付録 1-31
4.4 まとめ .....	付録 1-31
5. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて .....	付録 1-32

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録 1 確率論的リスク評価（PRA））

## 1. 要求事項

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

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

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

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

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

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

はじめに

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) PRAの方法、評価対象、適用範囲が適切かどうかを確認する。</p> <p>① PRAの方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRAの説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRA評価対象がどの時点の設備であるかを確認。(平成4年に計画・整備される以前の設備、いわゆる、「裸のPRA」に相当するか。)</p> <p>③ 内部事象（出力運転時、停止時）、地震、津波PRAが扱われていることを確認。PRAの整備状況について現状を整理し、これを踏まえて適用範囲を定めていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）の記載事項への対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 追補2. Iの「はじめに」に、今回実施するPRAの目的が重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、プラント運転開始時から備えている手段・設備に期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築していることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準の策定状況、国内での使用実績に基づいて、現時点で適用可能なものとして、下記のPRAを実施している。</p> <p>内部事象レベル1PRA（出力運転時、停止時）                  レベル1.5PRA（出力運転時）                  地震レベル1PRA                  津波レベル1PRA</p> <p>PRAの適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については、定性的な検討により発生する事故シーケンスの分析を行っており、PRAの評価対象が上記の範囲に留まるとすることは、最新の技術に基づいた適用範囲であると判断した。</p>

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

1.1 事故シーケンスグループの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>①BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>・ 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ LOCA時注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</li> </ul> <p>(b) 個別プラント評価による抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループの抽出方法や対象を確認する。</p> <p>① 事故シーケンスグループの各事象（内部事象、地震及び津波、その他）に対する抽出方法が、日本原子力学会標準に照らして妥当であることを確認。具体的には、有効性評価のグループ化の過程について、以下に示す基準を見たしていることを確認。</p> <p>①-a 起因事象の選定については、考慮すべき事象として、以下のa)～e)が含まれていることを確認。</p> <p>日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編）：2013 附属書E</p>	<p>① 内部事象レベル1PRAの手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。また、地震PRA及び津波PRAの手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。</p> <p>上記の、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーで、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーを構築して行うという手法は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとった標準的な手法に沿ったものであること及び、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、定性的な検討により発生する事故シーケンスを分析していることは妥当と判断した。</p> <p>①-a 抽出した起因事象は追補2. I第1-2表「内部事象運転時レベル1PRAにおける起因事象と発生頻度」にまとめられており、その中に過渡事象、LOCA、インターフェイスシステムLOCA及び従属性を有する起因事象が含まれていることを確認した。また、LOCAについては破断口の大きさの違いによる事故時挙動への影響を考慮して、大破断、中破断、小破断に細分化していることを確認した。なお、従属性を有する起因事象としては、地震PRAの中で建屋損傷や原子炉圧力容器等の損傷、機器損傷の相関性考慮により生じる同時損傷（大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excessive LOCA」という。））、原子炉建屋の損傷による複数の直立盤（制御盤・多重伝送盤）の損傷に伴う機能の同時喪失といった緩和系に期待できない事象も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っていることを確認した。</p> <p>①-b 柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉では、BWRプラントで用いられる起因事象のうち、適用除外とするものはないことを確認した。</p> <p>①-c 事故シーケンスのグループ化の結果は追補2. I第1-6表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」にまとめられており、「事象の類似性による起因事象のグループ化」の方針に従って、炉心損傷に至る主要因ごとにグループ化されていることを確認した。また、「起因事象のグループ化の禁止」に該当する事故シーケンスとして、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷、格納容器バイパス、計測・制御系喪失、Excessive LOCA)については、各々単独のグループとして扱っていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（規定）からの抜粋</p> <p>E.1 起因事象の同定において考慮すべき事象</p> <p>a) 過渡事象 原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが、プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。</p> <p>b) LOCA 原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ、原子炉冷却材が喪失することでプラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。LOCA 事象を細分化する場合にはその考え方を示す。</p> <p>c) インターフェイスシステム LOCA 原子炉冷却系とのインターフェイスで起こると想定される故障、又は格納容器外での制御されない冷却材喪失をもたらすような運用を含める。</p> <p>e) 従属性を有する起因事象 緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象を考慮する。サポート系の故障によって発生する起因事象を同定する際には、ランダム故障又は共通原因による同一系統の機器の複数故障、さらに定例試験等による機器構成に伴う起因事象を含める。</p> <p>①-b 起因事象の選定において、除外する事象がある場合には、以下の a)～c) のいずれかの基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、附属書 H（参考）からの抜粋</p> <p>H.2 除外判定基準の例</p> <p>ASME/ANS PRA 標準では、同定した起因事象のうち、これ以上評価を行わなくてよいように起因事象を評価対象から除外する基準として次のような判断基準を記載している。</p> <p>a) 起因事象発生頻度が <math>10^{-7}</math>/炉年未満の事象。ただし、インターフェイスシステム LOCA、格納容器バイパス及び原子炉圧力容器破損は除く。</p> <p>b) 起因事象発生頻度が <math>10^{-6}</math>/炉年未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象</p> <p>c) 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象</p> <p>①-c 起回事象のグループ化において、以下の基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、本文</p> <p>6.2 起回事象のグループ化</p> <p>6.2.1 事象の類似性による起回事象のグループ化</p> <p>同定した起回事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、体系的なプロセスを用いて起回事象のグループ化を行う。グループ化は、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 事故の進展及び時間余裕、プラントの応答、レベル 2PRA との関係、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備、並びに緩和操作の観点から類似している事象</li> <li>- グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。</li> </ul> <p>6.2.2 起回事象のグループ化の禁止</p> <p>同定した起回事象のうち、以下の項目に示すものについては、他の起回事象とは事象シナリオの展開及び/又は必要とされる緩和機能が異なることから、他の起回事象とは同一のグループとはしない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 起回事象従属性を有する事象</li> <li>- プラント応答が異なる（成功基準が異なる）起回事象、又は格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象。このような起回事象には、極度の LOCA（工学的安全施設のいかなる組合せでも緩和できない極めて大規模の LOCA）、インターフェイスシステム LOCA 及び隔離されない格納容器外破断を含む。</li> <li>- 隣接プラントの状態が評価対象プラントに影響を及ぼす起回事象</li> </ul>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 現状のPRAの整備状況では、外部事象すべてにPRAを適用できないため、外部事象で評価する対象を確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。（全般④）</p> <p>第6条解釈（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>① 地震及び津波以外の自然現象として、風（台風）、竜巻、積雪等の7事象を評価対象として選定しており、検討する事象の範囲及びその抽出方法、評価する事象の選定方法は次の通り。</p> <p>・検討する事象には、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く）があり、これらについて、国内外の12の基準を参考に、網羅的に42の自然現象と20の人為事象を抽出した。抽出した自然現象と人為事象について、評価上考慮すべき事象を選定するため、米国機械学会の基準を参考に除外基準を設定してスクリーニングを行い、7の自然現象と4の人為事象を選定した。このうち、人為事象については、航空機落下等の大規模損壊として取り扱うべきものが含まれており、本評価では自然現象に着目して整理した（追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について」）。</p> <p>これにより、検討する事象は複数の基準に基づき抽出していることから網羅性があると考えられること、評価する事象のスクリーニング基準に合理性があると考えられること、航空機落下は大規模損壊に対応することが適当であること及び船舶の衝突等は安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低いことから、評価する事象は妥当なものと判断した。</p>

(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) - 1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>PRAに基づく整理</p> <p>(i) 起因事象の選定及び評価（機器の故障率や地震・津波の発生確率が適切に設定されていることを確認する）</p> <p>① 起因事象の発生頻度評価のバックデータである機器故障率、地震・</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波）、レベル1.5PRA（内部事象））の対応状況を確認していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>津波ハザード曲線について、設計情報や運転情報に裏付けられているか、またその妥当性確認のためプラントウォークダウンを実施しているかを確認。</p> <p>② 各事象（内部事象、地震、津波）の評価に用いた起因事象と発生頻度の評価結果が記載されており、発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<p>具体的には、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 機器の故障については、原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)で定義している故障率、故障モード及び機器バウンダリとの整合性を確保した基事象を元にしており、実機の運転情報に裏付けられている。</li> <li>・ 地震ハザード曲線については、地震PSA 学会標準の方法に基づき評価を行い、地質調査等を参考に設定していることを確認した。また、地震PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより地震影響等の確認を行っている。</li> <li>・ 津波ハザード曲線については、津波PRA学会標準及び「確率論的津波ハザード解析の方法(土木学会、2011)」の方法に基づき、津波PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより津波影響等の確認を行っている。</li> </ul> <p>② 起因事象発生頻度については、以下の通り追補2. Iに整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 内部事象 第1-2表「内部事象運転時レベル1PRAにおける起因事象と発生頻度」</li> <li>・ 地震 第1-3表「地震レベル1PRAにおける起因事象と発生頻度」</li> <li>・ 津波 第1-4表「津波高さ別の発生頻度」</li> </ul> <p>また、プラント構成（非常用炉心冷却系等）や立地条件の違いを勘案した上で、先行PWR（玄海3号炉及び4号炉）の評価値から著しく乖離していないことを確認した。</p>
<p><u>（ii）事故シーケンスの分析（地震及び津波 PRA 固有の評価方針に基づくことを確認する）</u></p> <p>① 地震及び津波 PRA では、内部事象 PRA では扱わない複数系列の同時破損、複数の電気盤損傷等、緩和系に期待できない事象を網羅的に抽出していることを確認。また、網羅的に抽出したことを示すエビデンスを確認。</p>	<p>① 地震及び津波レベル1PRAでは、これらの発生する可能性のある起因事象をプラントへの影響が最も厳しい起因事象順に代表させる形で階層イベントツリーを作成することにより、事象発生の組合せを含めた事故シーケンスの抽出を行っていることを確認した。また、事故シーケンスの定量化の結果を追補2. I第1-8図「各PRAの結果と事故シーケンスグループ毎の寄与割合」～第1.5表「イベントツリーにより抽出した事故シーケンス」に整理していることを確認した。</p>
<p><u>（iii）事故シーケンスの定量化（内部事象に加えて地震・津波の影響が発生確率の増加の形で考慮されていることを確認）</u></p> <p>① 各事象（内部事象、地震、津波）における事故シーケンスグループ及び発生確率が表の形で整理されており、選択された事故シーケンスが網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンス毎に内部事象、地震、津波に分けてCDFを整理していることを確認した（追補2. I第1.6表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」～第1.7表「事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度」）。また、抽出された事故シーケンスが網羅的に記載されていることを確認した。</p>

(1) - 2. PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 地震、津波以外のPRAが使えない外部事象の影響がPRA分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 地震、津波以外の外部事象のPRA評価への影響を考慮していることを確認。</p> <p>② 地震、津波以外の外部事象を考慮してPRA評価に影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>① 地震、津波以外の外部事象として、溢水又は火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、給水流量喪失等の事象が想定されている。また、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災等の影響について検討していることを確認した。なお、これらの要因による建屋外部に設置された設備への影響として、変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定されるが、いずれも今回内部事象レベル1PRAから得られた事故シーケンスに含まれると推定していることを確認した（追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について」）。</p> <p>② 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たな炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかったとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等の組合せは内部事象レベル1PRAと同じであるため、内部事象レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。</li> <li>風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として軽油タンク及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流電源喪失があるが、これは内部事象レベル1PRAの手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。</li> </ul> <p>この判断については、設置許可基準規則解釈にのっとり、申請者が頻度の観点から全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認していること、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができることとしていることから、妥当であると判断した。</p> <p>津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAで抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象による影響についてもa.の12の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p>

(2) 抽出した事故シーケンスの整理

(2) - 1. 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認す</p>	<p>① 追補2. I第1.6表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」に示された事故シーケンスに、審査ガイドがBWRに対して必ず想定するよう求めている以下の事故シーケンスが完備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>崩壊熱除去機能喪失</li> <li>原子炉停止機能喪失</li> <li>LOCA時注水機能喪失</li> <li>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</li> </ul> <p>また、上記以外の事故シーケンスについては、以下の通りとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>イベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目し類型化して事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する7つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震特有の5つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、原子炉格</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>る。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p>	<p>納容器・原子炉圧力容器損傷、格納容器バイパス、計測・制御系喪失、Excessive LOCA)、津波特有の5つの事故シーケンス（最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗、最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗、最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗、最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗、最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+直流電源喪失）が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。</p>
<p>(i) 事故シーケンスグループが漏れなく選定され、炉心損傷対策の有無により分類がなされていることを確認。</p> <p>① 事故シーケンスグループが審査ガイドの有効性評価で指定しているもの（BWRでは7個）が完備していることを確認。</p> <p>② PRA以外の評価で事故シーケンスグループを設定した場合には、その根拠を説明していることを確認。</p> <p>③ 内部事象、地震及び津波に分けてPRA評価結果が整理されていることを確認。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを、炉心損傷を防止できるか否か、格納容器機能に期待できるか（下記参照）等で、確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷後の格納容器破損防止機能に期待でき、炉心損傷対策があるもの（規則解釈1-2(a)を適用）。</li> <li>・ 炉心損傷後に格納容器破損防止機能に期待できないもの（規則解釈1-2(b)を適用）。</li> <li>・ 炉心損傷を防止できないもの（規則解釈1-2(a)、1-2(b)を適用できないもの）</li> </ul> <p>（⑧事故シーケンスグループを、炉心損傷防止できるか否か等で分類）</p>	<p>② 柏崎刈羽6、7号炉の場合、新たな事故シーケンスの追加はないことを確認した。</p> <p>③ 追補2. I第1-7表「事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度」に事故シーケンスごとに内部事象、地震、津波に分けてシーケンス別CDFが整理されていることを確認した。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを以下のように分類していることを確認した。</p> <p>a. 1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(a) 高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>(b) 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>(c) 全交流動力電源喪失</li> <li>(d) LOCA時注水機能喪失</li> </ul> <p>b. 1-2(b)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(e) 崩壊熱除去機能喪失</li> <li>(f) 原子炉停止機能喪失</li> <li>(g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</li> </ul> <p>c. 1-2(a)及び(b)以外の事故シーケンスグループ</p> <p>なし</p>

(2) - 2. 追加すべき事故シーケンスグループの検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な事故シーケンスグループを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 審査ガイドの解釈で指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスとしては、外部事象（地震）に特有な事故シーケンス5つについて確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋損傷</li> <li>・ 原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> <li>・ 計装・制御系喪失</li> <li>・ Excesssive LOCA</li> </ul> <p>また、外部事象（津波）に特有な事故シーケンス5つについても、防潮堤の設置（大湊側）等の対策により有効性評価の対象から除外していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗</li> <li>・ 最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗</li> <li>・ 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗</li> <li>・ 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗</li> <li>・ 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+直流電源喪失</li> </ul> <p>この中で、柏崎刈羽6、7号炉に固有な特殊な事故シーケンスは含まれていないことを確認した。外部事象（地震）時の事故シーケンスの有効性評価への影響については、以下の通りとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 10の事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かを、PRAの結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループとの比較により検討した。</li> <li>・ 地震特有の5つの事故シーケンスは、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認した。</li> <li>・ 影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて使用可能な設備を用いて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて放水砲等を用いた大規模損壊対策による影響緩和が図られることすることを確認した。</li> <li>・ 津波特有の5つの事故シーケンスについて、設計基準対象施設を内包する建屋に対する水密扉等の浸水対策、自主的対策として防潮堤（大湊側）の設置等により、頻度の観点からは、全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さくなることを確認した。</li> <li>・ 影響度の観点からは、内部事象による事故シーケンスと同等となることを確認した。</li> <li>・ 以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、地震特有の5つの事故シーケンス及び津波特有の5つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。</li> <li>・ よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同一である。</li> </ul>

1.2. 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 炉心損傷を免れないために有効性評価の対象外とするシーケンスの影響を考慮していることを確認する。</p> <p>① 国内外の先進的な対策によっても、炉心損傷対策を講じるのが困難</p>	<p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、想定する事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする」と</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>なシーケンスを洗い出し、有効性評価で対象外としても影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>していることを確認した。具体的には、該当する事故シーケンスとして、以下の2つを選定し、頻度と影響度の観点から評価事故シーケンスに含める必要がないことを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注入失敗</u></li> <li>・ <u>全交流電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+原子炉停止失敗</u></li> </ul> <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補2. I 別紙3「重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果」に整理していることを確認した。</p>

1.3. 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</li> <li>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</li> <li>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。</li> <li>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</li> </ul> <p>(i) <u>重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</u></p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</li> <li>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</li> <li>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量）が大きい。</li> <li>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</li> </ul>	<p>① <u>有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定した。4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いていることを確認した。</u></p> <p><u>また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定していることを確認した（追補2. I 第1.8表「重要事故シーケンス等の選定」）。</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）

（2）重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 審査ガイドの方針に従って事故シーケンスを選定する過程を確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、上記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの重要度に基づいて、最も「高」が多いシーケンス（「高」の数と同じ場合は「中」の数が多いシーケンス）が重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. I第1-8表「重要事故シーケンス等の選定」）。</p>

（3）事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析による特徴として、以下が抽出されていることを確認した。（追補2. I別紙4「出力運転時内部事象レベル1 P R Aにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況」）</p> <p>&lt;崩壊熱除去機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「崩壊熱除去機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約99.9%であり、全炉心損傷頻度のほとんどを占める事故シーケンスグループである。</li> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失については、残留熱除去系の失敗原因として、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故障する場合の寄与が高い。</li> <li>・ いずれの主要な事故シーケンスのカットセットからも、残留熱除去系、原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故障が抽出されている。この基事象に対しては、代替原子炉補機冷却系による海水への熱除去機能の代替や、格納容器圧力逃がし装置による大気への除熱により炉心損傷（格納容器先行破損）を防止できる</li> </ul> <p>&lt;高圧・低圧注水機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能が喪失する要因として、原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は継続運転失敗の共通原因故障による電動のECCS注水ポンプの機能喪失と併せて、SRVの開固着又は起動失敗等による原子炉隔離時冷却系の機能喪失があげられている。</li> <li>・ いずれの事故シーケンスについても、注水による炉心冷却を確保した後は、代替原子炉補機冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を用いて除熱を行う。</li> </ul> <p>&lt;高圧注水・減圧機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 主要な事故シーケンスのカットセットからも、原子炉注水自動起動不能の認知失敗の人的過誤、原子炉減圧操作失敗の人的過誤が抽出され、「通常停止+SRV再閉鎖失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」を除く主要な事故シーケンスのカットセットからは、原子炉水位計不動作/誤高出力（共通原因故障）等の信号系の故障も抽出された。</li> <li>・ 全炉心損傷頻度から見た場合、炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小さな値に抑えられていると考えるが、炉心損傷を</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>防止できないカットセットに含まれている原子炉注水自動起動不能の認知失敗については、訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。</p> <p>&lt;全交流動力電源喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失については、外部電源、非常用ディーゼル発電機による給電を喪失する事故シーケンスが抽出されている。</li> <li>いずれの場合についても、常設代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系による除熱対策により対応が可能であり、新たな対策を有効性評価において確認する必要がない。</li> </ul> <p>&lt;原子炉停止機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「過渡事象+原子炉停止失敗」について評価したところ、制御棒挿入失敗（機械系故障）に加えてSLCの機能喪失に関する基事象のカットセットが抽出された。</li> <li>主要なカットセットに今回重大事故等対処設備として位置づけたSLCが含まれていることから、これらの今回重大事故等対処設備の寄与も含めて、非常に小さな炉心損傷頻度に抑えられている</li> </ul> <p>&lt;LOCA時注水機能喪失&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「LOCA+高圧/低圧注水失敗」では、原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の起動又は熱交換器の弁故障の共通原因故障が抽出されている。</li> <li>「LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」では、注水不能の認知に失敗する人的過誤とデジタル制御系の共通原因故障、又は多重故障によるカットセットが抽出されている。</li> <li>LOCAが発生しているにも関わらず、認知に失敗したまま長時間気付かない場合や、操作に失敗したにも関わらずその後の対応をとらないことは現実的には考えにくく、全炉心損傷頻度から見た場合、これらの炉心損傷を防止できないカットセットの頻度は非常に小さな値に抑えられているが、原子炉注水自動起動不能の認知失敗等の人的過誤については、訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。</li> </ul> <p>&lt;ISLOCA&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「ISLOCA」では、高圧炉心注水系の定例試験時の弁リークや誤開放に伴うカットセットが抽出されている。</li> <li>これらのカットセットに対しては、高圧炉心注水系又は原子炉を減圧した後に高圧又は低圧炉心注水系による炉心の水位維持によって炉心損傷を防ぐことができる。その後は、注入隔離弁の再閉操作等、破断箇所の隔離を試みるとともに、使用可能な緩和系で水位維持、除熱を行うことで、炉心を安定な状態とすることができる。</li> </ul>

1.4. まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベルIPRAの手</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p> <p>申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震特有の5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていること、津波特有の5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、防潮堤（大湊側）の設置等により、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さくなることを確認した。また、影響度の観点からは、内部事象による事故シーケンスと同等となることを確認した。</p> <p>また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈にのっとりた考え方であることから、妥当であると判断した。</p> <p>事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。</p>

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

2.1 格納容器破損モードの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>第 37 条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>①個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>(i) 地震、津波以外のPRAが使えない外部事象の影響がPRA分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 外部事象の影響のうち、地震と津波以外のその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たに格納容器破損モードを追加する必要はないとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>レベル1PRAの観点での起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAで用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと判断しており、原子炉格納容器が直接破損することも想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</li> <li>プラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAの結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと判断している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</li> </ul>

(1) 格納容器破損モードの抽出、整理

(1)-1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① プラント損傷状態が定義されていることを確認。</p>	<p>① プラント損傷状態の設定については、以下の通りとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、原子炉格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて分類した。</li> <li>レベル1PRAで抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、各事故シーケンスのPDSを特定した後、PDSごとに事故シーケンスを整理した。</li> <li>さらに、PDSごとに、原子炉格納容器冷却の分岐・ヘディングを考慮し、炉心損傷から格納容器破損に至るまでの事故進展フェーズで発生する重要な物理化学現象について、各PDSを考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事象進展を整理し、格納容器イベントツリーを作成した。格納容器破損に至る事故シーケンスが、2-1(a) 必ず想定する格納容器破損モードのうち水素燃焼を除く5つの格納容器破損モードのいずれかに対応していることを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとにPDSを整理した。</li> </ul>
<p>(ii) 格納容器破損モードの評価</p> <p>① 格納容器破損モード毎に格納容器イベントツリーで抽出された事象が記載されていることを確認。</p>	<p>① 内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損に係る以下の水素燃焼を除く11の格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり検討対象としていることを確認した。また、水素燃焼については、その対策として原子炉格納容器内を窒素置換していることから、日本原子力学会のPRA実施基準のBWR分類例では対象外としているが、窒素置換対策の有効性を確認する目的で検討対象とした。</p> <p>1) インターフェイスシステム LOCA</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	2) 格納容器隔離失敗 3) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発 4) 原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損 5) 格納容器内での水蒸気爆発 6) 格納容器雰囲気直接加熱 7) 溶融物直接接触 8) コア・コンクリート反応継続 9) 過温破損 10) 過圧破損（炉心損傷前） 11) 過圧破損（炉心損傷後） 12) 水素燃焼

（1）－2．PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに格納容器破損モードの評価に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討を実施した。</p> <p>地震特有の格納容器破損モードとして、格納容器隔離失敗、格納容器圧力抑制機能喪失及び地震による原子炉格納容器破損が考えられるが、格納容器隔離失敗、格納容器圧力抑制機能喪失については（ii）①の12の破損モードで抽出されていること、地震による原子炉格納容器破損については構造的な損傷による直接的な閉じ込め機能喪失であり国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、原子炉格納容器損傷防止が困難であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p> <p>（1）地震の影響                      格納容器破損モードについては、地震動による建物の大規模な損壊の可能性は十分低く、内部事象により選定した破損モード以外に追加を要するものはないと考えられる。                      事故シーケンスについては、地震レベル1PRAで考えられる地震特有の事故シーケンスがある。（原子炉格納容器隔離機能喪失、原子炉格納容器圧力抑制機能喪失、原子炉格納容器本体の破損）</p> <p>（2）津波の影響                      格納容器破損モードについては、原子炉格納容器が津波による物理的負荷（波力・漂流物の衝撃力）によって直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられることから、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p> <p>（3）内部溢水及び内部火災の影響                      追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定における外部事象の考慮について」に記載のとおり、内部溢水、内部火災により原子炉補機冷却水系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、外部電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム要因による同系統の機能喪失</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>を想定する内部事象運転停止時レベル1PRAにて抽出された事故シーケンスに含まれている。したがって、運転停止時の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1PRAにおいて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられることより、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p> <p>(4) その他外部事象の影響</p> <p>プラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル1PRAの結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと判断している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル1.5PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはなく、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p>

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

(2) - 1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</li> <li>・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 格納容器直接接触（シェルアタック）</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul> <p>(i) 審査ガイドで指定されている格納容器破損モードのうち、除外するものがないか、またその理由が明記されているか確認する。</p> <p>① 必ず想定する格納容器破損モードに含まれるもののうち、プラント固有の条件により発生の可能性がないと思われるもの（格納容器直接接触等）について、その除外の理由を説明していることを確認。</p>	<p>① 検討対象とした12の格納容器破損モードに、必ず想定する6つの格納容器破損モードのうち格納容器直接接触（シェルアタック）を除く5つの格納容器破損モードが含まれていることを確認した。</p> <p>格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRの一部の原子炉格納容器（MARK-I型）に特有の事象であるため、RCCV型である柏崎刈羽6号炉及び7号炉では評価の対象外としていることを確認した。これは、当該モードがBWRマークI型の原子炉格納容器（原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部がある）に特有の事象とみなされており、溶融炉心が壁面へ流れる構造がないABWRでは発生の可能性がないと考えられるためである。</p>

(2) - 2. 新たな格納容器破損モードの追加検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な格納容器破損モードを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている格納容器破損モード以外で、追加すべき格納容器破損モードがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 必ず想定する格納容器破損モードに分類されない2つの破損モード（原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗）について、発生確率は極めて低いと評価したこと、及び3つの破損モード（原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損、過圧破損（炉心損傷前）及びインターフェイスシステムLOCA）について、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価することから新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はないとしていることを確認した。</p> <p>よって、想定する格納容器破損モードは、以下の5つとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（過圧破損（炉心損傷後）、過温破損）</li> <li>・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（溶融物直接接触、格納容器雰囲気直接加熱）</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（格納容器内での水蒸気爆発）</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用（コア・コンクリート反応継続）</li> <li>・ 水素燃焼（水素燃焼）</li> </ul> <p>抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する6つの事故シーケンスグループとの関係を整理した結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない炉心損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしている。</p> <p>審査においては特に、原子炉圧力容器内での水蒸気爆発及び格納容器隔離失敗についての扱いを明確にすることを申請者に求めた。申請者は、それぞれ格納容器破損モードについて、以下の理由により新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしている。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと判断されている。</li> <li>2) 格納容器隔離失敗については、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を1日に1回確認する運用であること及び事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと評価されている。</li> </ol> <p>以上の説明に対し、原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については発生確率が極めて低いと認められること、格納容器隔離失敗については格納容器圧力監視の運用がなされていることを確認したことから、申請者がこれらの破損モードを新たな格納容器破損モードとして追加する必要はないとしたことは妥当と判断した。</p>

2.2. 評価事故シーケンスの選定について

(1) 評価対象とするPDSの選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 破損モード毎のPDSの中から評価対象を選定する方針について確認。</p> <p>① 各破損モード別に該当するPDSの一覧と、その中で最も厳しいPDS（本文に説明）が選定されていることを確認。</p>	<p>① 炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、格納容器破損時期、原子炉圧力容器圧力、炉心損傷時期及び電源有無の4種類の属性を用いて定義していることを確認した（追補2. I第2-1図「格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス」～第2-2図「シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード」）。</p> <p>また、以下のように選定結果とその理由を示していることを確認した。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）及び（格納容器過温破損）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ TQUX、TQUV、TB の各シナリオと比較し、LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展が早い。</li> <li>・ 過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから、全交流動力電源喪失の寄与が高い。</li> <li>・ 過圧破損については対策として原子炉格納容器からの除熱が必要となる。</li> <li>・ 過温破損については LOCA の寄与が高い。</li> <li>・ 過温破損については対策として原子炉格納容器(損傷炉心)への注水が必要となる。</li> <li>・ LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。これにより、原子炉格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</li> </ul> <p style="margin-left: 40px;">以上より、LOCA に SBO を加え、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p> <p>(2) 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 長期 TB は事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効な PDS であり、減圧までの時間余裕の観点では TQUX、TBD、TBU の方が厳しい。</li> <li>・ 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX、TBD、TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p style="margin-left: 40px;">以上より、最も厳しい PDS から、TQUX を代表として選定した。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熔融炉心落下時の発生エネルギーは、原子炉格納容器下部の水中に落下する熔融炉心の量が多く、熔融炉心の保有エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBU、長期 TB は選定対象から除外した。</li> <li>・ LOCA は、原子炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合がほかの低圧破損シーケンス (TQUV、TBP) より小さくなり、熔融炉心の内部エネルギーが小さくなると考えられる。また、LOCA では破断口から高温の原子炉冷却材が流出し、原子炉格納容器下部に滞留する。原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用は低温の水に落下する場合の方が厳しい事象であることから、LOCA を選定対象から除外した。</li> <li>・ TBP について、事象初期の原子炉隔離時冷却系による一時的な注水を考慮すると、TQUV に比べて水位低下が遅く、事象進展が遅い。</li> <li>・ 過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度はほかの気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム－水反応による水素ガスの発生に着目する。原子炉圧力容器への注水に期待しない場合のジルコニウム－水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への原子炉冷却材の放出経路から、LOCA とほかの PDS とに大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、原子炉冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム－水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり、これに伴う水素ガスの発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度がほかの PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。更に、原子炉圧力容器の破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉圧力容器の破損に至らない場合を想定することが適切と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉において、炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、原子炉格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と ECCS 注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。</li> <li>・ 以上の理由から、PDS としては LOCA (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失) を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさの観点で SBO の重畳を設定していることを考慮し、LOCA (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。</li> </ul> <p>(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>シェルアタックは、追補 2. I 別紙 6「水素燃焼及び格納容器直接接触（シェルアタック）を格納容器破損モードから除外する理由」に示すとおり、想定する格納容器破損モードから対象外とする。</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で、高圧の状態が維持される TQUX 及び TBU、長期 TB を選定対象から除外した。</li> <li>・ LOCA は原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入の可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。</li> <li>・ 過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>

(2) 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。(炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。)</p> <p>(2) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シー</p>	<p>① 格納容器破損モードごとの PDS から、格納容器への圧力又は温度による負荷の大きさの観点で最も厳しくなる PDS を選定し、この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとしてしていることを確認した。</p> <p>さらに、事象進展を厳しくする観点から複数の機能の喪失の重畳を考慮していることを確認した（追補 2. I 第 2-1 図「格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス」～第 2-2 図「シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>ケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを指摘事項（審査会合／ヒア）選定する。また、炉心内の金属—水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。</p> <p>(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から格納容器直接接触の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(i) 審査ガイドの方針に従って評価対象とするシーケンスを選定する過程を確認する。</p> <p>① 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定では、前段で最も厳しいPDSを選定したことを踏まえた選定になっているか確認。</p>	

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 外部事象によって評価事故シーケンスが変わらないかどうかを確認する。</p> <p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに評価事故シーケンスの選定に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを以下の通り検討していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル1PRAと同じであるため、内部事象レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。</li> <li>風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として軽油タンク及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベル1PRAの手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。</li> </ul>

（4）直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理したものがあれば、それをすべて列挙すると共に、評価事故シーケンスでの取扱い方について説明していることを確認。</p>	<p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスとして、以下の2つを選定していることを確認した。また、選定した事故シーケンスの取り扱いも確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大破断LOCA+HPCF注水失敗+低圧ECCS注入失敗</li> <li>・ 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+原子炉停止失敗</li> </ul> <p>大破断LOCAの事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスから除外した（重要事故シーケンス選定の対象とする事故シーケンスから除外する）。</p> <p>全交流電源喪失時の事故シーケンスについては、実際に大規模な地震が発生した場合には、地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また、地震レベル1PRAでは機器の損傷を完全相関としていることから、例えば1本のみの制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。</p> <p>事故シーケンスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが、現実的に想定すると、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから、本事故シーケンスは、炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認するシーケンスに該当しないと判断したとしている。</p> <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補2. 1別紙1-3「重大事故防止に係る設備についての諸外国の調査結果」に整理していることを確認した。</p>

2.3 . 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析による柏崎刈羽6、7号炉の特徴として、以下が抽出されていることを確認した（追補2. I別紙4「内部事象PRAにおける主要なカットセットとFV重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況」）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器破損モードのうち、全格納容器破損頻度の約99.9%が格納容器除熱機能喪失から格納容器過圧破損に至るシーケンスとなった（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））。</li> <li>・ この格納容器破損モードに対しては、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱により、格納容器破損頻度を低減することができると思われる。</li> </ul>

2.4. まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとりて検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした5つの格納容器破損モードは、格納容器直接接触（シェルアタック）を当該評価の対象から除外する以外は、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モードと一致することを確認した。</p> <p>申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。</p>

3. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

本確認項目は、添付書類十別添7重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方の「6.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」に記載されているものを参照した。

（想定事故1及び2は、個別プラントで追加のシーケンスの有無の確認は求められておらず、追補2「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」には記載されない。）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>3-1</p> <p>(a) 想定事故1： 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b) 想定事故2： サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの抽出方法や対象を確認する。</p> <p>① 有効性評価の重要事故シーケンスとして、想定事故1及び2が選定されていることを確認。</p>	<p>① 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷に至るおそれがある事故として、想定事故1及び想定事故2を想定することを確認した。</p>

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

4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

(1) 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスの検討・整理

(1) - 1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉冷却材の流出</li> <li>・反応度の誤投入</li> </ul> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① 評価対象とする定検工程の選定について、プラント状態（POS）がすべて網羅されていることを確認。</p> <p>② 主要パラメータの推移等から POS 分類が選定されていることを確認。（第3.1表、第3.2図）</p> <p>③ 特定の POS（原子炉ウェル満水時等）を対象として燃料損傷頻度の評価を行う場合には、リスク等の観点から選定の理由を説明していることを確認。（3.1内部事象④）</p> <p>④ 停止時の機器の待機除外状態が示されていることを確認。</p>	<p>① プラント停止時のプラント状態（POS）を、時系列的に網羅していることを確認した（追補2. I第3-2図「定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移」、追補2. I第3-1表「内部事象停止時レベル1PRAにおける起因事象と発生頻度」）。</p> <p>② 各 POS の推移を、原子炉水位、崩壊熱の大きさ（大中小）、プールゲートの開放状況等と共に示していることを確認した（上記第3.2図）。また、各 POS の継続時間（日数）を示していることを確認した（上記第3.1表）。</p> <p>③ 原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態（以下「POS」という。）に分類し、評価対象としていることを確認した。また、事故シーケンスグループ毎に評価対象とする POS を以下の通り選定していることを確認した。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・注水系失敗</li> </ul> <p>b. 選定理由</p> <p>    代表性の観点から、残留熱除去系機能喪失[フロントライン]を起因事象とする事故シーケンスを選定した。</p> <p>    有効性評価では外部電源喪失との重畳を考慮しており、外電源喪失時に原子炉補機冷却水系（海水ポンプを含む）が故障した場合については事象進展が全交流動力電源喪失と同様となるため、「補機冷却系機能喪失」及び「外部電源喪失」を起因事象とする事故シーケンスの対策の有効性については全交流動力電源喪失の事故シーケンスにて確認する。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系機能喪失[フロントライン]</li> </ul> <p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]</li> </ul> <p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗</li> </ul> <p>b. 選定理由</p> <p>    代表性の観点から外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスを選定する。</p> <p>    「外部電源喪失＋直流電源喪失」は燃料損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備、常設代替直流電源設備による電源供給、隣接プラントからの電源供給、低圧代替注水系（可搬型）による注水等により燃料損傷が防止できることから選定しない。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失＋交流動力電源喪失</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
	<p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替交流電源設備</li> <li>・ 低圧代替注水系（常設）</li> <li>・ 代替原子炉補機冷却系</li> </ul> <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材流出（残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗</li> </ul> <p>b. 選定理由</p> <p>「残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は、発生しても燃料の露出に至らないために PRA で起因事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し、改めて重要事故シーケンスの選定対象として追加した。</p> <p>「RIP 点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象は、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏洩発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、また「残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は流出流量が 87m<sup>3</sup>/h とほかの漏洩事象より大きいことから、事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系系統切替え時のミニマムフロー弁操作誤り</li> </ul> <p>d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]</li> </ul> <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入</li> </ul> <p>b. 選定理由</p> <p>代表性の観点から停止余裕検査や停止時冷温臨界試験等の制御棒が 2 本以上引き抜ける試験時に、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、ほかの 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事象を想定する。</p> <p>c. 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入</li> </ul> <p>d. 燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全保護系</li> <li>・ 原子炉停止機能</li> </ul> <p>④ 各 POS について、停止時の系統/システムの待機状態を示していることを確認した（追補 2. I 第 3-3 図「POS の分類及び定期検査工程」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（ii）起因事象の選定及び評価</p> <p>① 国内外のトラブル事例や評価事例等を参考に起因事象が選定されていることを確認。</p>	<p>① 原子炉停止後の運転停止中の各POS において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組み合わせ等をイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出していることを確認した。</p>
<p>（iii）事故シーケンスの分析</p> <p>① 選定された起因事象毎にイベントツリーが図示されていることを確認。</p> <p>② 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスが抽出されないかを検討していることを確認。</p>	<p>① 運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した（追補2. I第3-4図「運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化(停止時PRAイベントツリー)」）。</p> <p>② 抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしていることを確認した。</p>
<p>（iv）事故シーケンスの定量化</p> <p>① 事故シーケンスの発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスの発生頻度については、追補2. I第3-2表「運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度」に整理されていることを確認した。また、先行炉（伊方3号炉）と炉型の違いを考慮にいれても、著しく頻度の値が異なっていないことを確認した（上記第3.5表、追補2. I第3-5図「事故シーケンスグループ別の寄与割合」）。</p>

（1）－2. PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② 運転停止中の外部事象について、PRA に代わる手法により事故シーケンスグループ選定への影響を検討していることを確認。</p>	<p>① 運転停止中の事故シーケンスグループの選定に係る外部事象については、運転中と同様の手法により考慮していることを確認した。追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ選定における外部事象の考慮について」</p>

4.2 重要事故シーケンスの選定について

（1）重要事故シーケンス選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p>	<p>① 停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いていることを確認した（追補2. I第3-3表「重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</li> <li>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</li> <li>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</li> </ul> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定する方針であることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</li> <li>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</li> <li>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</li> </ul>	<p>各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法であることを確認した。</p>

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 各事故シーケンスグループにおいて、前記の方針に従って重要事故シーケンスを選定した過程がその理由と共に記載されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）等に基づいて、重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. I第3-3表「重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について」）。</p>

4.3 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。	① 各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が最上位であるシーケンスにおいてミニマルカットセットの分析(MCS)を実施し、整備された炉心損傷防止対策が有効となることを確認した。(追補2. I 別紙4 停止時レベル1PRA「主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認」)。

4.4 まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
② 以上の確認結果から、運転停止中事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。	① <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法であることを確認した。</span> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</span> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">以上のとおり、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当と判断した。</span>

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) PRAの方法が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRAの方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRAの説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRAプロセスの確認のため、専門家によるピアレビューの実施結果が記載されていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波）、レベル1.5PRA（内部事象）、外部事象（地震））の対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 申請者が実施した上記のPRAのプロセスが最新の知見を踏まえているかについて説明を求めた。その結果、これらのPRAについて、PRAの実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人日本原子力学会の実施基準への対応状況及びPRAの手法の妥当性について、海外のレビュアーを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」（平成21年6月一般社団法人日本原子力技術協会）を参考にした。ピアレビューの結果、実施したPRAにおいて、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認したとしていることから、標準的な手法にのっとり実施されていると判断した。</p>

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価）

1. はじめに

有効性評価ガイドは、以下に示すとおり、1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界温度又は限界圧力を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すことを求めている。柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉においては、原子炉格納容器の評価温度及び評価圧力（以下「限界温度、限界圧力」という）をそれぞれ 200°C、2Pd（0.62 MPa[gage]、Pd:最高使用圧力（0.31 MPa[gage]））としていることから、当該環境においても原子炉格納容器は閉じ込め機能を満足することの根拠と妥当性を確認する。

（有効性評価ガイド）

（炉心の著しい損傷の防止）

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

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

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

（原子炉格納容器の破損の防止）

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

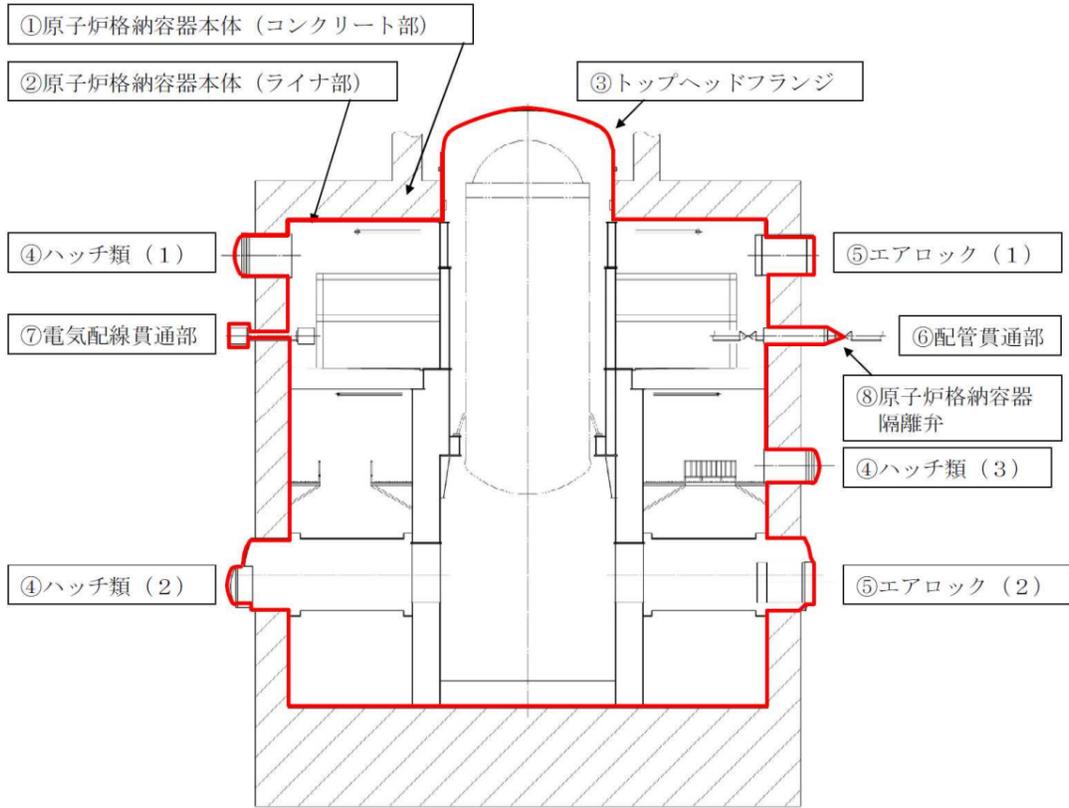
- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

2. 評価温度及び圧力の設定

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>有効性評価の結果を踏まえ、評価温度及び圧力は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものであるか。</p> <p>(i) 限界温度・圧力は重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を包絡するものであるかを確認する。</p> <p>① 重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する限界温度及び限界圧力の設定値を確認。</p>	<p>(i) 限界圧力及び限界温度は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器壁面温度の最高値は約165℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.615MPa[gage]（ともに格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の場合）であり、その後、原子炉格納容器温度、圧力は緩やかに低下することを確認した。</p> <p>② 上記①の結果を踏まえ、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する評価温度及び圧力を200℃、2Pd（0.620MPa[gage]）として設定することを確認した。</p>

3. 健全性確認

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>限界温度・圧力の根拠と妥当性を確認するに当たり、評価対象、機能喪失要因及び評価方法は適切か。</p> <p>(1) 放射性物質の閉じ込め機能の確保の観点から、限界圧力・温度の環境下において健全性を確認する対象が明らかになっているかを確認。</p> <p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかを確認する。</p> <p>① 過去の事故事例も踏まえ、原子炉格納容器の健全性確認における評価対象の抽出に係る考え方を確認。</p> <p>② 評価対象とした原子炉格納容器バウンダリの構成部を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器バウンダリ構成部の構造が図示されていることを確認。</p>	<p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要があること、さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏洩要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスとなる可能性がある開口部及び貫通部の構成部品並びにフランジガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部を評価対象としていることを確認した。</p> <p>② 上記①の考え方を踏まえ、以下を評価対象部位として挙げていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 原子炉格納容器本体 <ul style="list-style-type: none"> <li>・コンクリート部</li> <li>・ライナ部</li> </ul> </li> <li>b. トップヘッドフランジ</li> <li>c. ハッチ類</li> <li>d. エアロック</li> <li>e. 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> <li>・貫通配管</li> <li>・スリーブ</li> <li>・端板</li> <li>・閉止板</li> <li>・閉止フランジ</li> </ul> </li> <li>f. 電気配線貫通部</li> <li>g. 原子炉格納容器隔離弁 <ul style="list-style-type: none"> <li>・バタフライ弁</li> <li>・移動式炉心内計装ボール弁</li> <li>・移動式炉心内計装パージ弁</li> </ul> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>③ 「第1.2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図」において、上記②で挙げた原子炉格納容器本体、トップヘッドフランジ、原子炉格納容器隔離弁等が図示されていることを確認した。</p>  <p>※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す</p> <p>ハッチ類（1） 上部ドライウエル機器搬入用ハッチ  ハッチ類（2） 下部ドライウエル機器搬入用ハッチ  ハッチ類（3） サプレッション・チェンバ出入口  エアロック（1） 上部ドライウエル所員用エアロック  エアロック（2） 下部ドライウエル所員用エアロック</p> <p>第1.2図 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(2) 評価対象部位の想定される機能喪失要因は明らかにされているか。機能喪失要因のスクリーニング結果は妥当か。</p> <p>(i) (1)(i)②で挙げられた評価対象部位の機能喪失要因を確認する。</p> <p>① 機器喪失要因として、材質や構造、使用条件、設置状況等を踏まえた破壊モードが示されていることを確認。</p> <p>② 上記①から、各評価対象部位に選定した機能喪失要因と、その選定理由が示されていることを確認。また、選定された以外の要因については考慮が不要である根拠が示されていることを確認。</p>	<p>(i) 評価対象部位における機能喪失要因は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 機器喪失要因となる破壊モードについて、以下の8つが挙げられていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 曲げせん断破壊</li> <li>・ 延性破壊</li> <li>・ 座屈</li> <li>・ 変形</li> <li>・ 脆性破壊</li> <li>・ 疲労破壊</li> <li>・ 高温劣化（シール部）</li> <li>・ 破損（締付けボルト）</li> </ul> <p>② 上記①で挙げられた機能喪失要因について、各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由については表1のとおりであり、以下に各評価部位で選定された機能喪失要因が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 原子炉格納容器本体 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ コンクリート部 曲げせん断破壊</li> <li>・ ライナ部 延性破壊</li> </ul> </li> <li>b. トップヘッドフランジ 延性破壊、変形、高温劣化（シール部）</li> <li>c. ハッチ類 延性破壊、変形、高温劣化（シール部）</li> <li>d. エアロック 延性破壊、変形、高温劣化（シール部）</li> <li>e. 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 貫通配管 延性破壊</li> <li>・ スリーブ 延性破壊</li> <li>・ 端板 延性破壊</li> <li>・ 閉止板 延性破壊</li> <li>・ 閉止フランジ 変形、高温劣化（シール部）</li> </ul> </li> <li>f. 電気配線貫通部 延性破壊、変形、高温劣化（シール部）</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>g. 原子炉格納容器隔離弁</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ バタフライ弁 延性破壊、変形、高温劣化（シール部）</li> <li>・ 移動式炉心内計装ボール弁 延性破壊、変形、高温劣化（シール部）</li> <li>・ 移動式炉心内計装パージ弁 延性破壊、変形、高温劣化（シール部）</li> </ul>
<p>(3) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準は妥当か。</p> <p>(i) 構造健全性で用いる評価手法と評価対象部位の分類方法を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 評価で参照する実験結果や規格を確認。</li> <li>② 評価方法による評価対象機器の分類を確認。</li> <li>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかを確認。</li> </ol>	<p>(i) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 評価で参照する実験結果や規格は以下の3つであることを確認した。</p> <p><u>実験結果</u>：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 自社研究（自社研）、電力会社等による共同研究（電共研）、原子力発電技術機構（NUPEC）での試験結果等による評価</li> </ul> <p><u>規格</u>：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価</li> <li>・ 設計・建設規格の準用等による評価</li> </ul> <p>② 評価方法による評価対象機器の分類は、以下に示す「第1.3図 評価方法による評価対象機器の分類」に示されており、選定された評価対象機器は、第1.3図のフローにしたがって分類されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）		
	<div style="text-align: center;"> <p>評価対象機器の選定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器本体(コンクリート部)</li> <li>・原子炉格納容器本体(ライナ部)</li> <li>・原子炉格納容器トップフランジ</li> <li>・ハッチ類</li> <li>・エアロック</li> <li>・配管貫通部 貫通配管, スリーブ, 端板, 閉止板, 閉止フランジ</li> <li>・電気配線貫通部</li> <li>・原子炉格納容器隔離弁</li> </ul> <p>↓</p> <p>機能喪失要因の抽出と評価方法の設定</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%; text-align: center;">規格を用いた評価</td> <td style="width: 50%; text-align: center;">試験結果を用いた評価</td> </tr> </table> <p>↓</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価により確認できる</p> <p>Yes</p> <p>↓</p> <p>表-1.2の(a)項参照</p> <p>↓</p> <p>表-1.2の(b)項参照</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>↓</p> <p>設計・建設規格の準用等による評価により確認</p> <p>↓</p> <p>表-1.2の(c)項参照</p> </div> </div> <p>No</p> </div> <p>第 1.3 図 評価方法による評価対象機器の分類</p>	規格を用いた評価	試験結果を用いた評価
規格を用いた評価	試験結果を用いた評価		

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p><u>自社研、電共研及び NUPEC での試験結果による評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器本体のうちコンクリート部の機能喪失要因である曲げせん断破壊については、NUPEC で実施された有限要素法を用いた弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性状を確認し、判定基準「2Pd を上回ること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ 原子炉格納容器本体のうちライナ部の機能喪失要因である延性破壊については、NUPEC で実施された有限要素法を用いた歪評価をもとに、ライナ部の破損圧力を評価し、判定基準「2Pd を上回ること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ トップヘッドフランジの機能喪失要因である延性破壊については、設計・建築規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価し、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施していることを確認した。また、NUPEC で実施された 1/10 スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価し、判定基準「2Pd を上回ること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ トップヘッドフランジの機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ ハッチ類の機能喪失要因である延性破壊については、NUPEC で実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価し、判定基準「2Pd を上回ること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ ハッチ類の機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ エアロックの機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ 配管貫通部のうち閉止フランジの機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ 電気配線貫通部の機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、電共研、NUPEC で実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた機密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価し、判定基準「2Pd、200℃を上回ること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ 原子炉格納容器隔離弁の機能喪失要因である変形・高温劣化（シール部）については、シール部について試験結果に基づき評価し、判定基準「シール部が健全であること」にて評価を実施していることを確認した。</li> </ul> <p><u>設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ トップヘッドフランジの機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価し、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ ハッチ類の機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価し、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ エアロックの機能喪失要因である延性破壊については、設計・建設規格の評価式に準拠し 200℃、2Pd において応力評価を行い、許容応力を 200℃における 2/3Su として評価し、判定基準「許容応力を下回ること」にて評価を実施していることを確認した。</li> <li>・ 配管貫通部のうち貫通配管の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施し、判定基準「PPC-3530 に規定される 1 次、2 次応力の制限値を満足する」にて評価を実施していることを確認した。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）																																																									
	<p>・ 配管貫通部（スリーブ、端板、閉止板、閉止フランジ）の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管について、設計・建設規格PVE-3410、3610に準拠し、必要板厚を算定し、判定基準「設計上の必要板厚を上回る事」にて評価を実施するとしていることを確認した。</p>																																																									
<p>(4) 各評価対象の評価結果は判定基準を満足しているか。                  (i) 上記(3)で示した評価方法に基づき、各評価対象は判定基準を満足していることを確認する。</p>	<p>(i) 各評価対象は判定基準を満足していることを以下のとおり確認した。                  柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉原子炉格納容器本体（コンクリート部及びライナ部）並びにトップヘッドフランジ、原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）、原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下での構造健全性を確認した。また、トップヘッドフランジ、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部に使用されているシール部についても、200℃、2Pdの環境下での機能維持を確認した。さらに、第2表のとおり、評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度の考え方及び2Pdに対する裕度を確認した。</p> <p>補足説明資料（別紙-4 改良 EPDM シール材の試験について）において、改良 EPDM シール材の試験の詳細と結果が示されている。                  補足説明資料（別紙-5 バックアップシール材の試験について及び別紙-16 バックアップシール材塗布による設計影響）において、改良 EPDM シール材の試験の詳細と結果及び悪影響がないことが示されている。                  補足説明資料（別紙-12 NUPEC 解析モデルの当社プラントへの適用性について）において、NUPEC 評価に加え、最新知見を踏まえて自社での評価も実施 200℃、2Pdにおける健全性が維持されることを示されている。</p> <p style="text-align: center;"><b>第2表 評価対象機器が有する限界温度・圧力に対する裕度</b></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>評価対象部位</th> <th>想定される機能喪失要因</th> <th>裕度の考え方</th> <th>2Pdに対する裕度（評価結果）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 原子炉格納容器本体（コンクリート部）</td> <td>曲げせん断破壊</td> <td>NUPECで実施された弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性状を確認</td> <td>約2.0（4.0Pd近傍からコンクリートの局部的破壊開始）</td> </tr> <tr> <td>② 原子炉格納容器本体（ライナ部）</td> <td>延性破壊</td> <td>NUPECで実施された歪み評価をもとに、200℃条件下で、ライナ部破損圧力を評価</td> <td>約1.8（約3.5Pdでライナ部の相当塑性ひずみが破断ひずみに到達）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">③ トップヘッドフランジ</td> <td>延性破壊</td> <td>設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較 NUPECで実施された1/10スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価</td> <td>約1.5（締め付けボルトの発生応力と許容値との比較） 約1.4（試験結果から弾性限界圧力（約2.8Pd）を算出）</td> </tr> <tr> <td>変形・高温劣化（シール部）</td> <td>シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価</td> <td>—（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">④ ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）</td> <td>延性破壊</td> <td>設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較 NUPECで実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価</td> <td>約1.1（ガセットプレートのせん断力と許容値との比較） 約3.0（ハッチモデル試験体の限界圧力（6.0Pd）との比較）</td> </tr> <tr> <td>変形・高温劣化（シール部）</td> <td>シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価</td> <td>—（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">⑤ エアロック</td> <td>延性破壊</td> <td>設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較</td> <td>約1.1（ガセットプレートのせん断力と許容値との比較）</td> </tr> <tr> <td>変形・高温劣化（シール部）</td> <td>シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価</td> <td>—（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">⑥ 配管貫通部（貫通配管） 配管貫通部（スリーブ、端板、閉止板） 配管貫通部（閉止フランジ）</td> <td>延性破壊</td> <td>代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格PPC-3530に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施</td> <td>約1.1（配管に生じる応力と許容値との比較）</td> </tr> <tr> <td>延性破壊</td> <td>代表配管について、設計・建設規格PVE-3410、3610に準拠し、必要板厚（現在の板厚で生じる応力が許容値を満たすこと）を算定</td> <td>約4.0（配管貫通部の部材（コンクリート部）に生じる応力と許容値との比較）</td> </tr> <tr> <td>変形・高温劣化（シール部）</td> <td>シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価</td> <td>—（開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">⑦ 電気配線貫通部</td> <td>延性破壊</td> <td>代表貫通部について、設計・建設規格PVE-3230に準拠し、必要板厚を算定</td> <td>約1.7（呼び厚さと計算上必要な厚さとの比較）</td> </tr> <tr> <td>高温劣化（シール部）</td> <td>電共研、NUPECで実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価</td> <td>約1.3（NUPECでの試験において、約2.6Pdでも漏えいが無いことを確認）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">⑧ 原子炉格納容器隔離弁</td> <td>延性破壊</td> <td>設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能を評価</td> <td>約2.1（200℃における弁許容圧力と格納容器限界圧力との比較）</td> </tr> <tr> <td>高温劣化（シール部）</td> <td>シール部について試験結果に基づき評価</td> <td>—（開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）</td> </tr> </tbody> </table>	評価対象部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度（評価結果）	① 原子炉格納容器本体（コンクリート部）	曲げせん断破壊	NUPECで実施された弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性状を確認	約2.0（4.0Pd近傍からコンクリートの局部的破壊開始）	② 原子炉格納容器本体（ライナ部）	延性破壊	NUPECで実施された歪み評価をもとに、200℃条件下で、ライナ部破損圧力を評価	約1.8（約3.5Pdでライナ部の相当塑性ひずみが破断ひずみに到達）	③ トップヘッドフランジ	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較 NUPECで実施された1/10スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約1.5（締め付けボルトの発生応力と許容値との比較） 約1.4（試験結果から弾性限界圧力（約2.8Pd）を算出）	変形・高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	—（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）	④ ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較 NUPECで実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約1.1（ガセットプレートのせん断力と許容値との比較） 約3.0（ハッチモデル試験体の限界圧力（6.0Pd）との比較）	変形・高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	—（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）	⑤ エアロック	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.1（ガセットプレートのせん断力と許容値との比較）	変形・高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	—（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）	⑥ 配管貫通部（貫通配管） 配管貫通部（スリーブ、端板、閉止板） 配管貫通部（閉止フランジ）	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格PPC-3530に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	約1.1（配管に生じる応力と許容値との比較）	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格PVE-3410、3610に準拠し、必要板厚（現在の板厚で生じる応力が許容値を満たすこと）を算定	約4.0（配管貫通部の部材（コンクリート部）に生じる応力と許容値との比較）	変形・高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	—（開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）	⑦ 電気配線貫通部	延性破壊	代表貫通部について、設計・建設規格PVE-3230に準拠し、必要板厚を算定	約1.7（呼び厚さと計算上必要な厚さとの比較）	高温劣化（シール部）	電共研、NUPECで実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価	約1.3（NUPECでの試験において、約2.6Pdでも漏えいが無いことを確認）	⑧ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能を評価	約2.1（200℃における弁許容圧力と格納容器限界圧力との比較）	高温劣化（シール部）	シール部について試験結果に基づき評価	—（開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）
評価対象部位	想定される機能喪失要因	裕度の考え方	2Pdに対する裕度（評価結果）																																																							
① 原子炉格納容器本体（コンクリート部）	曲げせん断破壊	NUPECで実施された弾塑性解析により、200℃条件下で、コンクリート部の内圧に対する耐圧性状を確認	約2.0（4.0Pd近傍からコンクリートの局部的破壊開始）																																																							
② 原子炉格納容器本体（ライナ部）	延性破壊	NUPECで実施された歪み評価をもとに、200℃条件下で、ライナ部破損圧力を評価	約1.8（約3.5Pdでライナ部の相当塑性ひずみが破断ひずみに到達）																																																							
③ トップヘッドフランジ	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較 NUPECで実施された1/10スケールモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約1.5（締め付けボルトの発生応力と許容値との比較） 約1.4（試験結果から弾性限界圧力（約2.8Pd）を算出）																																																							
	変形・高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	—（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）																																																							
④ ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較 NUPECで実施されたハッチモデル試験体を用いた耐圧試験結果に基づき限界圧力を評価	約1.1（ガセットプレートのせん断力と許容値との比較） 約3.0（ハッチモデル試験体の限界圧力（6.0Pd）との比較）																																																							
	変形・高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	—（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）																																																							
⑤ エアロック	延性破壊	設計・建設規格の評価式に準拠し200℃、2Pdにおいて応力評価を行い、許容応力と比較	約1.1（ガセットプレートのせん断力と許容値との比較）																																																							
	変形・高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	—（圧力の上昇により開口量が増加することに加え、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）																																																							
⑥ 配管貫通部（貫通配管） 配管貫通部（スリーブ、端板、閉止板） 配管貫通部（閉止フランジ）	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格PPC-3530に準拠し、既工事計画認可申請書で実績ある手法で評価を実施	約1.1（配管に生じる応力と許容値との比較）																																																							
	延性破壊	代表配管について、設計・建設規格PVE-3410、3610に準拠し、必要板厚（現在の板厚で生じる応力が許容値を満たすこと）を算定	約4.0（配管貫通部の部材（コンクリート部）に生じる応力と許容値との比較）																																																							
	変形・高温劣化（シール部）	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価	—（開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）																																																							
⑦ 電気配線貫通部	延性破壊	代表貫通部について、設計・建設規格PVE-3230に準拠し、必要板厚を算定	約1.7（呼び厚さと計算上必要な厚さとの比較）																																																							
	高温劣化（シール部）	電共研、NUPECで実施された電気配線貫通部のモデル試験体を用いた気密性能確認結果に基づき限界圧力・温度を評価	約1.3（NUPECでの試験において、約2.6Pdでも漏えいが無いことを確認）																																																							
⑧ 原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能を評価	約2.1（200℃における弁許容圧力と格納容器限界圧力との比較）																																																							
	高温劣化（シール部）	シール部について試験結果に基づき評価	—（開口は生じないが、シール材が経時的に劣化するため、裕度の評価は困難）																																																							

4. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器内部に設置されている貫通部等は限界圧力・温度の環境下においても閉じ込め機能を維持できる結果となっているか。</p> <p>(i) 1.～3.の内容を踏まえ、原子炉格納容器は限界温度・圧力の環境下においても機能を維持できることを確認。</p>	<p>第37条第2項は、発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。</p> <p>同条同項の設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の(a)から(i)の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※<sup>1</sup>）。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること）</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>上記の評価項目(a)及び(b)において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこととしている。</p> <p>申請者は、上記の評価項目(a)及び(b)について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能をj確認する圧力（以下「限界圧力」という。）及び温度（以下「限界温度」という。）として最高使用圧力の2倍（2Pd）及び200℃を定めている。その根拠として、原子炉格納容器本体（コンクリート部及びライナ部）並びに実機条件下でリークパスとなる可能性が考えられるトップヘッドフランジ部、エアロック、配管貫通部等を対象として、設計・建設規格に基づく評価結果、評価対象機器を模擬した試験体による実測値及び有限要素法による解析結果を示した。</p> <p>以上のことから、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。</p> <p>具体的には、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されているフランジ部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pdの環境下において構造健全性を有していること、フランジ部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部について、200℃、2Pdの環境下での機能を維持できることから、原子炉格納容器は限界温度・限界圧力の環境下においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p>

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

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(1/3)

評価対象機器/ 機能喪失要因	曲げせん断 破壊	延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	高温劣化 (シール部)	破損 (締付けボルト)
原子炉格納容器本体	コンクリート部	○ 内圧上昇に伴う破損が考えられる	—	—	—	—	—	—
	ライナ部	—	○ 高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 座屈しても破損には至らない	—	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	—
トップヘッドフランジ	—	○ 原子炉格納容器膨張による強制変位及び内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 座屈しても破損には至らない	○ フランジ部の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下	—
ハッチ類	—	○ 原子炉格納容器膨張による強制変位及び内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 座屈しても破損には至らない	○ フランジ部の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下	—
エアロック	—	○ 高温状態での内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 座屈しても破損には至らない	○ 扉の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下	—

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

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(2/3)

評価対象機器/ 機能喪失要因	曲げせん断 破壊	延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	高温劣化 (シール部)	破損 (締付けボルト)				
配管貫通部	貫通配管	—	○ 原子炉格納容器の 変位による曲げ荷重が 作用し、これに伴う 延性破壊が考えられる	×	× 圧縮力が貫通配管に 生じない	—	×	脆性破壊が生じる 温度域でない	×	繰り返し荷重が 作用しない	—	—
	スリーブ	—	○ 高温状態で内圧を 受けることにより、 過度な塑性変形に伴う 延性破壊が考えられる	×	× 圧縮力がスリーブに 生じない	—	×	脆性破壊が生じる 温度域でない	×	繰り返し荷重が 作用しない	—	—
	端板	—	○ 原子炉格納容器の 変位による曲げ荷重が 作用し、これに伴う 延性破壊が考えられる	—	—	—	×	脆性破壊が生じる 温度域でない	×	繰り返し荷重が 作用しない	—	—
	閉止板	—	○ 内圧が作用し1次応力 (曲げ応力)が生じるため、 延性破壊が考えられる	—	—	—	×	延性破壊が生じる 温度域でない	×	繰り返し荷重が 作用しない	—	—
	閉止 フランジ	—	—	—	—	○ 開口量増加	—	—	—	—	○ 高温劣化による シール機能の低下	×
電気配線 貫通部	—	○ 高温状態で内圧を 受けることにより、 過度な塑性変形に伴う 延性破壊が考えられる	×	× 圧縮力がスリーブ、 アダプタ、ヘッドに 生じない	—	—	×	延性破壊が生じる 温度域でない	×	繰り返し荷重が 作用しない	○ 高温劣化による シール機能の低下	—

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

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(3/3)

評価対象機器/ 機能喪失要因	曲げせん断 破壊	延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	高温劣化 (シール部)	破損 (締付けボルト)
原子炉格納容器隔離弁 バタフライ弁	—	○ 高温状態で内圧を受けることにより、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態で内圧を受けることによる過度な変形	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 事故環境下におけるシール機能の低下(改良 EPDM 材へ変更)	—
移動式炉心内計装 ポール弁	—	○ 高温状態で内圧を受けることにより、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態で内圧を受けることによる過度な変形	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 事故環境下におけるシール機能の低下(改良 EPDM 材へ変更、PEEK 材へ変更)	—
移動式炉心内計装 ページ弁	—	○ 高温状態で内圧を受けることにより、過度な塑性変形に伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力が生じない	○ 高温状態で内圧を受けることによる過度な変形	× 脆性破壊が生じる温度域でない	× 繰り返し荷重が作用しない	○ 事故環境下におけるシール機能の低下(改良 EPDM 材へ変更、メタルシールの採用)	—

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

解析コード

1. はじめに.....	付録 3-4
2. 有効性評価における物理現象の抽出.....	付録 3-5
2. 1 炉心損傷防止.....	付録 3-5
2. 2 格納容器破損防止.....	付録 3-5
2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	付録 3-5
3. 抽出された物理現象の確認.....	付録 3-6
4. 適用候補とするコード.....	付録 3-6
5. 有効性評価に適用するコードの選定.....	付録 3-6
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性.....	付録 3-8
6. 1 SAFER.....	付録 3-8
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-8
(2) 解析モデル.....	付録 3-8
(3) 妥当性確認（実験解析等）.....	付録 3-9
(4) 不確かさ評価（感度解析等）.....	付録 3-10
(5) まとめ.....	付録 3-10
6. 2 CHASTE.....	付録 3-11
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-11
(2) 解析モデル.....	付録 3-11
(3) 妥当性確認（実験解析等）.....	付録 3-11
(4) 不確かさ評価（感度解析等）.....	付録 3-12
(5) まとめ.....	付録 3-12
6. 3 REDY.....	付録 3-14
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-14
(2) 解析モデル.....	付録 3-14
(3) 妥当性確認（実験解析等）.....	付録 3-15
(4) 不確かさ評価（感度解析等）.....	付録 3-16
(5) まとめ.....	付録 3-17
6. 4 SCAT.....	付録 3-18
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-18
(2) 解析モデル.....	付録 3-18
(3) 妥当性確認（実験解析等）.....	付録 3-18
(4) 不確かさ評価（感度解析等）.....	付録 3-19
(5) まとめ.....	付録 3-20
6. 5 MAAP.....	付録 3-22
(1) 重要現象の特定.....	付録 3-22

（2）解析モデル	付録 3-22
（3）妥当性確認（実験解析等）	付録 3-23
（4）不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-24
（5）まとめ	付録 3-25
6. 6 A P E X	付録 3-26
（1）重要現象の特定	付録 3-26
（2）解析モデル	付録 3-26
（3）妥当性確認（実験解析等）	付録 3-27
（4）不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-28
（5）まとめ	付録 3-28

## 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録3 有効性評価で使用した解析コード）

## 1. 要求事項

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

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

1. はじめに

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 有効性評価に使用するコードの検証方針を確認する。</p> <p>① 有効性評価での使用に特化して検証する方針であることを確認（例：信頼性が高い汎用コードであっても、ベンチマークなどの検証範囲に有効性評価の使用条件が含まれることを確認する必要がある）。</p> <p>② 有効性評価に使用する主要コードのうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードと原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードの各々について検証方針が示されていることを確認。</p>	<p>① 追補2.Ⅲの「1. はじめに」の部分に、事故シーケンスグループ等毎に、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定（第2章）、階層構造分析の手法を参考に、第2章で抽出された物理現象が必要十分なものであることを確認（第3章）、有効性評価において適用候補となるコードの検討（第4章）、事故シーケンスグループ等毎に解析する上で必要な物理現象について必要なモデルを備えているかの検討、および有効性評価で用いるコードの選定（第5章）、選定されたコード毎に申請解析で対象とする具体的な事故シーケンス等の有効性評価に対する適用性の確認（第6章）、という構成で検証を行う方針であり、有効性評価での使用に特化して検証する方針であることを確認した。</p> <p>② 解析コードのうち、炉心損傷防止対策で使用する解析コードについては、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としていることから、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であると考えられる。よって、これらのコードに対しては、有効性評価ガイドを踏まえ、実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いているかという観点を主とし、不確かさ幅が大きいと思われる場合に感度解析による不確かさ評価が行われているかという観点を従として審査を行った。</p> <p>他方、原子炉格納容器破損防止対策で使用する解析コードは、炉心が損傷した後の事象進展を解析対象としており、個々の解析モデルについては部分的に実験による検証が行われているものの、実験と実機のスケールの差を含めた条件の違いや、実機の事故では複数の現象が同時進行することから、不確かさの幅が大きいと考えられる。このため、有効性評価ガイドの「不確かさが大きいモデルを使用する場合」に該当すると見なし、有効性評価への適用に際しては、感度解析による不確かさ評価結果から、解析結果の妥当性の確認が行われているかという観点を主とした審査を行った。</p>

2. 有効性評価における物理現象の抽出

2. 1 炉心損傷防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 炉心損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 炉心損傷防止の評価で扱うすべての事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））について、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心（核、燃料、熱流動）</li> <li>・ 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）</li> <li>・ 原子炉格納容器</li> </ul> <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

2. 2 格納容器破損防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 格納容器破損防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である格納容器バウンダリ圧力・温度、放射性物質の総放出量、原子炉冷却材圧力、熔融炉心の侵食量等を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 格納容器破損防止の評価で扱うすべての格納容器破損モード（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用、水素燃焼、熔融炉心・コンクリート相互作用）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心（核、燃料、熱流動）</li> <li>・ 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）</li> <li>・ 原子炉格納容器</li> <li>・ 原子炉圧力容器（逃がし安全弁含む）（炉心損傷後）</li> <li>・ 原子炉格納容器（炉心損傷後）</li> </ul> <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で扱うすべての事故シーケンスの中で、解析コードを用いた評価を行うもの（反応度の誤投入）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心（核、燃料、熱流動）</li> </ul> <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

3. 抽出された物理現象の確認

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 2. で抽出された物理現象に抽出漏れがないかのチェックを行っていることを確認</p> <p>① 国内外の基準（日本原子力学会の「統計安全評価の実施基準：2008」等）で推奨されている分析手法を用いて、2. で選択された物理現象以外に抽出すべきものがないかどうかを検討していることを確認。</p>	<p>① 米国NRCや日本原子力学会標準委員会が推奨するEMDAP (Evaluation Model and Assessment Process) に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、抽出した物理現象と輸送プロセスの関係を整理し、対応する物理現象がないものについて検討した結果、新たに抽出すべき物理現象がないことを判断していることを確認した。また、EURSAFEプログラム（2001～2003）で作成されたPIRTと、抽出された物理現象の対応関係を整理し、抽出されなかった物理現象について、有効性評価解析を実施する上で新たに抽出する必要がない理由を説明していることを確認した。</p>

4. 適用候補とするコード

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 有効性評価に使用する候補となるコードの選定が妥当であることを確認</p> <p>① 選定されたコードの各々について、機能の概要及び安全性評価への使用実績を示していることを確認。</p> <p>② 代表的なコードであっても、機能上の制限で使用が適切でないとの理由で候補から除外する場合には、その理由が具体的に説明されていることを確認。</p>	<p>① 適用候補とするコード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ SAFER</li> <li>・ CHASTE</li> <li>・ REDY</li> <li>・ SCAT</li> <li>・ MAAP</li> <li>・ APEX</li> <li>・ 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード</li> <li>・ ISCOR</li> <li>・ LAMB</li> <li>・ 短期間格納容器圧力応答解析コード</li> <li>・ 長期間格納容器圧力応答解析コード</li> <li>・ 可燃性ガス濃度解析コード</li> <li>・ TRAC</li> </ul> <p>（ただし、炉心動特性や燃料・炉心熱流動特性のみを評価対象とするコードは除く）の各々について、その機能の概要と安全評価への使用実績について記載されていることを確認した。</p> <p>② TRACについては、第4.1表「各コードの使用実績」に示すように米国の設計認証申請において適用実績を有するものの、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のある解析コードであるREDYが適用可能であるため、選定されたコードとの比較対象として、適宜、参考として解析結果の比較に用いることとする。</p>

5. 有効性評価に適用するコードの選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応表から、事象毎に最適なコード（及び組み合わせ）を選定していることを確認。</p> <p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析で考慮すべき物理現象を扱う解析モデルを備えているかについて、対応表を作成してい</p>	<p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析対象となるすべての事故シーケンスや格納容器破損モードにおいて必要となる解析モデルを備えているかを、整備状況に応じて4段階で評価した結果を対応表の形でまとめていることを確認した（第5.1表～第5.13表「抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応」）。</p> <p>② 上記の対応表を基に、コードの中で最も整備状況が良好なものを選定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>ることを確認。</p> <p>② ①の対応表を基に、候補としたコード間で総合的に比較評価を行い、その中で最適と客観的に判断できるコードが有効性評価の対象とする事故シーケンス毎に選定されていることを確認。</p>	<p>有効性評価で使用する解析コードの選択結果が以下の通りであることを確認した。</p> <p>（1）炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 起回事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「高圧注水・減圧機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の評価については、長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析することが可能なSAFERを使用している。また、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」の評価においては、燃料露出時において燃料被覆管の温度が900℃以上の高温になる場合もあることから、詳細な燃料被覆管の温度評価が必要になるため、SAFERに加えて、燃料棒間等の輻射熱伝達を詳細に解析することが可能なCHASTEを併用している。</li> <li>・ 起回事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の熱水力挙動に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の熱水力挙動及び出力変化を同時に解析することが可能なREDYを使用している。PCTの評価については、REDYの計算結果を入力として、単一チャンネルの熱水力挙動を解析することが可能なSCATを使用している。</li> <li>・ 「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」以外の事故シーケンスグループに対する評価については、原子炉圧力容器内で発生した水蒸気及び非凝縮性ガスが原子炉格納容器内へ長期間にわたり放出され、原子力格納容器内の温度及び圧力が上昇することから、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析することが可能なMAAPを使用している。</li> </ul> <p>（2）格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ いずれの格納容器破損モードについても、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の溶融炉心挙動及び核分裂生成物（以下「FP」という。）挙動に関するモデルを有するMAAPを使用している。</li> </ul> <p>（3）運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「反応度の誤投入」の評価については、制御棒誤引抜き時の炉心の出力変化等を解析することが可能なAPEXを使用している。他の3事故シーケンスグループ（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出）については、崩壊熱曲線や水の物性値を用いて原子炉圧力容器内の水インベントリ変化を算出しており、解析コードを使用していない。</li> </ul>

6. 選定されたコードの有効性評価への適用性

6. 1 SAFER

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング（H, M, L）が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2.Ⅲの—第1部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、SAFERは、原子炉内熱水力過渡変化、炉心ヒートアップ、熱構造材、燃料被覆管の膨張等の計算機能及び燃料被覆管の破裂判定機能を有し、原子炉圧力容器に接続する原子炉冷却材圧力バウンダリの各種配管の破断事故、原子炉冷却材の喪失事故、原子炉冷却材保有量の異常な変化等を評価することが可能な熱水力過渡変化解析コードである」としていることを確認した。また、解析モデルについては、炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び原子炉圧力容器内の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、原子炉熱流動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 保存則</li> <li>・ 蒸気スリップ流（気泡上昇モデル、ドリフトフラックスモデル）</li> <li>・ 炉心内流動（気液対向流モデル（Wallis型の相関式）、CCFLブレークダウンモデル、気液並行上昇モデル）</li> <li>・ 破断流（臨界流モデル及び差圧流モデル）</li> <li>・ 注水系（ECCS、RCIC及び代替注水設備）</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>炉心燃料については、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料棒表面熱伝達モデル</li> <li>・ 崩壊熱モデル</li> <li>・ ジルコニウム-水反応モデル</li> <li>・ 膨れ・破裂（被覆管の変形モデル）</li> <li>・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下、「ECCS性能評価指針」という）において使用の妥当性が認められている解析モデルを有しており、BWRプラントの設計基準事故のLOCA解析（ECCSの性能評価解析）に適用実績がある。</li> </ul>

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 実機解析条件と検証解析条件（スケール等）の差異について考慮し、検証結果に適切に反映していることを確認。</p> <p>③ 有効性評価解析の各熱伝達モードに対して、熱伝達相関式の妥当性の確認が行われていることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心における重要現象のモデル（燃料棒表面熱伝達、二相流体の流動）のモデルについては、総合効果試験である TBL（※<sup>1</sup>）、ROSA-Ⅲ（※<sup>1</sup>）及び FIST-ABWR（※<sup>2</sup>）の解析結果により妥当性を確認している。FIST-ABWR 試験では、炉心ヒートアップを模擬していないが、BWR5 を対象とした TBL 試験及び ROSA-Ⅲ 試験の炉心ヒートアップケースの妥当性の確認結果が ABWR にも適用でき（※<sup>3</sup>）、上記の重要現象の物理モデルが ABWR の有効性評価解析の炉心ヒートアップを伴う事象にも適用できることを確認している。</li> <li>・ 逃がし安全弁を含む原子炉圧力容器における重要現象のうち臨界流のモデルについては、TBL 試験、ROSA-Ⅲ 試験及び FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認しており、二相流体の流動モデルについては FIST-ABWR 試験の解析結果により妥当性を確認している。</li> <li>・ 炉心（燃料）における重要現象（燃料棒表面熱伝達）のモデルに用いる熱伝達相関式については、熱伝達相関式の実験データベースの参照及び妥当性確認実験の結果との比較より、有効性評価解析に対しても適用できることを確認している。</li> </ul> <p>（※<sup>1</sup>） TBL と ROSA-Ⅲ は、BWR5 を模擬した LOCA 実験装置          （※<sup>2</sup>） FIST-ABWR は、ABWR を模擬した LOCA 実験装置          （※<sup>3</sup>） 下記の確認結果②を参照</p> <p>② 申請者は、設計基準事故解析（ECCS の性能評価）の解析と同様に、TBL、ROSA-Ⅲ 及び FIST-ABWR の総合効果試験の解析をもって、SAFER を有効性評価解析にも適用できることを示した。更に、FIST-ABWR 実験及び ABWR の設計基準事故解析（ECCS の性能評価）においては、炉心の冠水が維持されるため炉心のヒートアップを考慮する必要はないが、ABWR の有効性評価解析では、炉心が露出するため炉心がヒートアップすることを考慮する必要があることから、BWR5 を模擬した TBL 及び ROSA-Ⅲ の実験解析により、SAFER が ABWR の炉心ヒートアップにも適用できることを示した。具体的には、BWR5 を模擬した TBL と ROSA-Ⅲ において炉心ヒートアップ実験が実施されており、BWR5 と ABWR とでは ECCS の構成が異なるものの、低圧注水時においては、炉心を再冠水することにより冷却する過程がほぼ同じ（※）であることから、TBL 及び ROSA-Ⅲ の実験解析により、SAFER が ABWR の炉心ヒートアップにも適用できることを示した。これにより、ABWR の有効性評価解析に対し、SAFER が適用できると判断した。</p> <p>（※） ABWR は低圧注水系が炉心シュラウド外のダウンカマ部に注水されるが、冷却水が炉心下部プレナムに流入し、さらに燃料集合体下部より燃料集合体内に流入して、炉心を再冠水することにより冷却する。低圧注水系により炉心シュラウド内に注水する BWR5 では、炉心バイパス領域の上部に注水された冷却水はバイパス部に蓄積し、ABWR と同様に、燃料集合体下部から燃料集合体内に流入して炉心を再冠水することにより冷却する。</p> <p>③ 申請者は、従来の BWR プラントの設計基準事故の LOCA 解析（ECCS の性能評価の解析）で用いていた熱伝達相関式を有効性評価解析にも適用できることを説明した。具体的には、SAFER で使用している、Jens-Lottes の式（核沸騰熱伝達）、Dittus-Boelter の式（蒸気単相熱伝達）、修正 Bromley の式（低流量膜沸騰熱伝達）、Sun-Saha の式（噴霧流熱伝達）について、妥当性確認実験データや熱伝達相関式のデータベース（※）により、有効性評価解析の PCT 等のパラメータの変化範囲にも適用できることを示した。これにより、SAFER で使用している熱伝達相関式が有効性評価解析へ適用できると判断した。</p>

(※) 従来から、ECCSの性能評価の解析への適用性に用いていた妥当性確認実験や熱伝達相関式データベースも含む。

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 代替注水系による炉心再冠水の過程における熱伝達係数等の不確かさが検討されていることを確認。</p> <p>③ 不確かさ要因のひとつとして、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異を考慮し、評価結果に適切に反映していることを確認。</p>	<p>① 申請者は、PCTについては、有効性評価解析の結果が従来の妥当性確認実験データよりも高い1000℃程度に上昇するケースもあるため、申請者は、新たに、冷却材の物性値に関する適用範囲を検討し、1000℃付近の蒸気過熱度まで Dittus-Boelter の式（蒸気単相熱伝達）が適用できることを示した。これにより、SAFER で使用している熱伝達相関式が、PCT が1000℃付近においても適用できると判断した。</p> <p>② 申請者は、中小 LOCA（ECCS の性能評価）解析の結果と有効性評価の LOCA 時注水機能喪失の解析結果を比較し、事象進展が類似していることから、SAFER を有効性評価に適用できることを説明した。更に、有効性評価においては、再冠水に使用するのは ECCS 系に比べて注水能力が小さい代替注水系であるため、原子炉水位の上昇が ECCS 性能評価の解析より遅くなることから、再冠水過程における熱伝達係数等の不確かさの影響を説明した。具体的には、噴霧流冷却熱伝達の不確かさ、また、解析における二相水位変化に起因する燃料棒冷却（蒸気単相冷却）の不確かさを踏まえると、全体として PCT の不確かさは 20℃～40℃程度であると推定できることを説明した。これにより、再冠水過程における熱伝達係数等の不確かさの影響が PCT 評価に対して限定的であることから、SAFER を有効性評価に適用することは妥当であると判断した。</p> <p>③ 検証に使用した各実験について、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異について分析し、ノード分割による不確かさは、妥当性評価により得られた不確かさに包含されており、評価結果には影響がないと説明していることを確認した。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 以上の確認結果から、有効性評価における SAFER の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① SAEFRの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く）における炉心及び原子炉圧力容器内の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル)</li> <li>・ ECCS性能評価指針で適用性が認められており、BWRプラントの設計基準事故のLOCA解析（ECCSの性能評価の解析）に適用実績がある。((2) 解析モデル)</li> <li>・ 重要現象に係る解析モデルは、対象となる炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く）に対しても、実験等を基に妥当性の確認が行われ、適用範囲が示されている。((3) 妥当性確認（実験解析等）)</li> <li>・ 不確かさ評価としては、設計基準事故解析と同様に有効性評価解析においても、燃料棒表面熱伝達モデル、二相流体の流動モデル等は、PCTの評価において保守性を確保していることを確認している。((4) 不確かさ評価（感度解析等）)</li> <li>・ RELAP5/MOD3.3を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。</li> </ul> <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のSAFERの特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。</p>

6. 2 CHASTE

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング(H, M, L)が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2.Ⅲの一第2部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、CHASTEは、燃料棒間や燃料棒-チャンネルボックス間等の複雑な輻射伝熱等の計算機能を有し、炉心露出・ヒートアップ時のPCTを評価することが可能な解析コードであるとしていることを確認した。また、解析モデルについては、炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び原子炉圧力容器内の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていること及び本コードの入力の一部は、SAFERコードの解析結果を引き継いでいることを確認した。</p> <p>具体的には、炉心燃料については、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料棒表面熱伝達モデル（対流熱伝達モデル※、輻射熱伝達モデル）</li> <li>・ 崩壊熱モデル</li> <li>・ ジルコニウム-水反応モデル</li> <li>・ 膨れ・破裂（被覆管の変形モデル）</li> <li>・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>※対流熱伝達モデルについては、熱伝達係数をSAFERコードの解析結果から時間の関数として引き継いでいる。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下、「ECCS性能評価指針」という）において使用の妥当性が認められている解析モデルを有しており、BWRプラントの設計基準事故のLOCA解析（ECCSの性能評価解析）に適用実績がある。</li> </ul>

(3) 妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量</p>

<p>の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p>	<p>的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心における重要現象モデル（燃料棒表面熱伝達、輻射熱伝達）のモデルについては、BWR-FLECHT 実験、炉心冷却実験及びスプレイ冷却特性実験の解析結果により妥当性を確認している。また、BWR-FLECHT 実験では、PCT が高温領域のケースについてもデータがあり、さらに、スプレイ冷却特性実験では、スプレイを作動させない試験も実施していることから、この試験の解析結果により輻射熱伝達モデル単独の妥当性も確認している。</li> </ul>
---	--

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 従来の ECCS 性能評価の結果よりも高い1,000℃付近になるケースにおいても、輻射率を0.67と設定することが妥当であることを確認。</p> <p>③ 不確かさ要因のひとつとして、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異を考慮し、評価結果に適切に反映していることを確認。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>① 不確かさ評価としては、BWR-FLECHT 実験、炉心冷却実験及びスプレイ冷却特性の実験の解析結果が実験結果を上回っていることから、本コードの燃料表面熱伝達モデルは PCT の評価に対して保守性を確保していることを確認している。</p> <p>② 申請者は、燃料被覆管及びチャンネルボックスの乾いた状態での輻射率を0.67として入力しており、有効性評価解析において PCT が1,000℃付近になった場合でも適用できることを示した。具体的には、ジルカロイ被覆管を用いた物性評価試験において1,200℃付近の酸化面での輻射率が0.7~0.8と報告されていることを踏まえて輻射率を0.67に設定していること、PCT が900℃付近となる有効性評価解析において輻射率の感度解析（輻射率0.67と輻射率0.75）を実施しPCTが約3℃しか変わらないことを示した。また、部分長燃料棒（以下「PLR」という。）がある場合には、PLR の上部にも出力燃料棒が存在すると仮定して輻射伝熱を小さくしていることを示した。これにより、PCT が1,000℃付近となる有効性評価解析においても、輻射率0.67を用いることは妥当であり、PLRがある場合には保守的な設定をしていると判断した。</p> <p>③ 検証に使用した各実験について、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異について分析し、ノード分割による不確かさは、妥当性評価により得られた不確かさに包含されており、評価結果には影響がないと説明していることを確認した。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
-------------	---------------

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② 以上の確認結果から、有効性評価における CHASTE の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① CHASTEの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ（原子炉停止機能喪失を除く）における炉心及び原子炉圧力容器内の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。（（1）重要現象の特定、（2）解析モデル）</li> <li>・ ECCS性能評価指針」で適用性が認められており、BWRプラントの設計基準事故のLOCA解析（ECCSの性能評価の解析）に適用実績がある。（（2）解析モデル）</li> <li>・ 重要現象に係る解析モデルは、「ECCS性能評価指針」で適用性が認められており、BWRプラントの設計基準事故のLOCA解析（ECCSの性能評価の解析）に適用実績がある。（（3）妥当性確認（実験解析等））、</li> <li>・ 不確かさ評価としては、実験の解析結果が実験結果を上回っていることから、本コードの燃料表面熱伝達モデルはPCTの評価に対して保守性を確保していることを確認している。（（4）不確かさ評価（感度解析等））</li> <li>・ RELAP5/MOD3.3を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。</li> </ul> <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のCHASTEの特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。</p>

6. 3 REDY

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング(H, M, L)が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2. Ⅲの—第3部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、<u>REDYは、制御系、熱水力、炉心動特性（1点炉近似動特性）、原子炉圧力容器内のほう酸濃度変化等の計算機能を有し、原子炉冷却材圧力バウンダリ全体の熱流動と炉心動特性との相互作用を評価することが可能なプラント過渡特性解析コードである</u>ことを確認した。また、解析モデルについては、以下の通り確認した。炉心動特性のモデルについては</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 核特性モデル</li> <li>・ 反応度モデル（ポイド・ドップラ、ボロン）</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>炉心燃料のモデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱モデル</li> <li>・ 燃料棒モデル</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>原子炉熱流動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 保存則（質量、エネルギー）</li> <li>・ 炉心ポイドモデル</li> <li>・ 再循環系モデル</li> <li>・ 逃がし安全弁モデル</li> <li>・ 給水系モデル</li> <li>・ ほう酸水拡散モデル</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器のモデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器モデル</li> <li>・ 逃がし安全弁モデル</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>本コードは、実機プラントの起動試験などで妥当と確認されたものであり、BWRの原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。</li> </ul>

(3) 妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要があるとして、実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じた検証を行うとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心の中性子動特性挙動に係る重要現象（核分裂出力、反応度フィードバック効果（ポイド、ドップラ）と炉心全体の熱流動に係る重要現象（沸騰、ポイド率変化）のモデルについては、ABWR実機試験等における中性子束、シュラウド外水位等の過渡変化挙動の解析結果により、妥当性を確認している。</li> <li>炉心全体の熱流動に係る重要現象（沸騰、ポイド率変化）のモデルについては、日本国内で実施されたポイドマップ確認試験等の解析結果により妥当性を確認している。</li> <li>再循環系における重要現象（冷却材流量変化）のモデルについては、実機試験の解析結果により制御系の応答特性等の妥当性を確認している。</li> <li>給水系（代替注水設備を含む）における重要現象（ECCS注水）のモデルについては、実機試験の解析結果等により妥当性を確認している。</li> <li>逃がし安全弁における重要現象（冷却材流出（臨界流、差圧流））のモデルについては、実機試験の解析結果により妥当性を確認している。</li> <li>原子炉圧力容器内へのほう酸水注入に係る重要現象（ほう酸水拡散モデル）のモデルについては、実機を模擬した試験装置（縮尺モデル）の試験結果を根拠に、ほう酸水が拡散しにくい保守的な設定している。</li> <li>原子炉格納容器における重要現象（サプレッション・プール冷却）のモデルについては、空間的に原子炉格納容器を一体とし、基礎的な物理法則を適用した単純計算により保守性を確保している。</li> </ul>

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 不確かさ評価においては、「原子炉停止機能喪失」時の事象進展中における反応度係数（REDYコード用）の不確かさ</p> <p>③ REDYで取り扱えない重要現象の影響①事象進展中の出力分布変化の確認。</p> <p>④ REDYで取り扱えない重要現象の影響②核熱水力不安定現象の確認。</p>	<p>① 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡事象に伴う原子炉出力評価に対して影響が大きいとされる動的ボイド係数及び動的ドップラ係数について、当該事象の進展に係る変化の様相の影響、1点炉近似動特性モデルの影響、炉心内の空間的な過渡変化による影響、評価炉心変更の影響等を考慮して、感度解析を実施し、PCTの評価への影響が限定的であることを確認している。本コードが、事象進展中の原子炉出力分布が一定として取り扱うことについても、感度解析等によりPCTの評価への影響が限定的であることを確認している。1点炉近似動特性モデルにおけるポロン反応度の不確かさについては、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる詳細計算等により未臨界を確保できることを確認している。</p> <p>② 申請者は、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価において、原子炉設置変更許可申請書の添付書類八記載の平衡炉心サイクル末期の反応度係数に一律の係数（動的ボイド係数には1.25倍、動的ドップラ係数には0.9倍）を乗じた反応度係数をREDYの入力に用いており、その妥当性について説明した。具体的には、「原子炉停止機能喪失」時の炉心損傷防止対策の有効性評価解析では、原子炉出力が上昇する時間領域と下降する時間領域があることから、事象発生から200秒までの時間領域を、原子炉出力の変化の特徴に応じて、出力変動期（0秒～10秒：中性子束100%→306%→100%以下）、出力抑制期（10秒～60秒：中性子束約50%まで低下）、出力再上昇期（60秒～200秒：中性子束約100%まで再上昇）の3つのサブ領域に分け、各サブ領域における静的な三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる摂動計算の結果（※<sup>1</sup>）及び解析コード等の不確かさ（※<sup>2</sup>）、並びにその他の要因に基づく安全余裕に基づき、事象進展中の反応度係数の変動範囲を示した。さらに、反応度係数の変動範囲がPCT（※<sup>3</sup>）の評価に与える影響を調べるために感度解析を実施し、PCTの評価への影響が限定的であることを示した。これにより、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価解析において、一律の係数（動的ボイド係数には1.25倍、動的ドップラ係数には0.9倍）を乗じた反応度係数を用いることは、妥当であることを確認した。</p> <p>（※<sup>1</sup>）各サブ領域の炉心状態を踏まえて摂動の種類を選択し摂動計算を実施している。</p> <p>（※<sup>2</sup>）解析コード等の不確かさとは、解析コードの不確かさ、取替炉心設計段階の不確かさのこと。解析コードの不確かさには、REDYコードの不確かさの他に前処理コード（例：単位燃料集合体核特性計算コード）の不確かさも含む。</p> <p>（※<sup>3</sup>）次節で有効性評価への適用性を確認するSCATコードにより、PCTを評価している。不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡変化に伴う原子炉圧力評価に対して影響が大きいと思われる減速材温度係数初期値、ドップラ温度係数について、減速材温度係数測定検査の解析による妥当性確認や感度解析による不確かさ評価を行っている。また、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡する根拠として、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析により確認している。</p> <p>③ 申請者は、REDYにおいて軸方向出力分布の時間変化が模擬できないことが、REDYが計算する炉心出力にどの程度影響を与えるかを説明した。具体的には、「原子炉停止機能喪失」時の事象進展中において、給水加熱喪失時に炉心入口サブクールが増加することにより軸方向出力分布が下方ピークにシフトすることから、下方ピーク分布を固定インプットデータとして、REDYの感度解析を実施し、原子炉圧力の変化量が0.14MPa等、REDYの炉心出力への影響は限定的であり、PCT（※）の評価への影響も限定的であることを示した。これにより、軸方向出力分布の時間変化が模擬できないことによるREDYの出力への影響は小さいことを確認した。</p> <p>（※）次節で有効性評価への適用性を確認するSCATコードにより、PCTを評価している。ここは、REDYの炉心出力への影響だけを検討するため、SCATはノミナル軸方向出力分布を入力としており、下方ピーク分布にしている。</p> <p>④ 申請者は、海外のBWRプラントにおいて、事象進展の過程で核熱水力不安定現象が発生した事例があることから、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価においても、原子炉高出力で低炉心流量状態の期間について、核熱水力不安定現象が発生する可能性及びその影響について説明した。具体的には、REDYでは、核熱水力不安定現象を取り扱うことができないことから、「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）+原子炉停止失敗」の事象進展中における核熱水力不安定現象による中性子振動の影響を確認するため、REDYによる保守的な炉心出力等の時間変化を与える条件の下でTRAC（※）による参考解析を実施した。参考解析では核熱不安定が生じやすい熱水力的に厳しい解析条件を設定して実施</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>していたことから、核熱水力不安定現象による中性子振動が大きくなる傾向が見られたが、この中性子振動に逃がし安全弁閉による中性子振動を重畳させても、その影響によるPCTの上昇幅は数十℃程度であることを示した。これにより、核熱水力不安定事象を取り扱えないREDYの解析結果でも、原子炉停止機能喪失事象の対策の有効性を判断できることを確認した。</p> <p>(※) 他のコードでの解析結果を参照し、プラント挙動に大きな差異がないことを確認するという目的で、原子炉の熱水力挙動を評価する多次元2流体モデル及び炉心の中性子動特性を評価する三次元中性子動特性モデルを使用し、米国において運転時の異常な過渡変化評価や原子炉スクラム失敗事象評価、安定性評価での適用実績がある（各LTR（Licensing Topical Report）に対してNRCの承認が得られている）TRACを用いた。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ 以上の確認結果から、有効性評価における REDY の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① REDYの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「原子炉停止機能喪失」時の原子炉冷却材圧力バウンダリ内の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル)</li> <li>・ 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、BWRの原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」におけるプラント過渡動特性解析に適用実績がある。((2) 解析モデル)</li> <li>・ 「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認や感度解析により検討が行われ、適用範囲が示されている。((3) 妥当性確認(実験解析等))</li> <li>・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価(感度解析等))</li> <li>・ RELAP5/MOD3.3を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。</li> </ul> <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のREDYの特性に応じた使用方法は、概ね妥当と認められる。</p>

6.4 SCAT

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング(H, M, L)が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2.Ⅲの一第4部の表2-2「原子炉停止機能喪失における物理現象のランク(SCATコード)」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>② 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、SCATは、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等が計算でき、燃料の熱的余裕及びPCTを評価することが可能な単チャンネル熱水力解析コードであるとしていることを確認した。また、解析モデルについては、炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける単チャンネル内（燃料集合体内）の燃料棒の熱伝導及び熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていること及び本コードの入力の一部はREDYコードの解析結果を引き継いでいることを確認した。</p> <p>具体的には、燃料棒の熱伝導モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 出力分布モデル</li> <li>・ 熱伝導モデル</li> <li>・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル</li> </ul> <p>について、熱流動のモデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 保存則（質量、エネルギー、気液混相の運動量保存則）</li> <li>・ 被覆管表面熱伝達モデル</li> <li>・ 沸騰遷移評価モデル</li> <li>・ リウエットモデル</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>本コードは、BWRの原子炉設置許可申請書等において、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における最小限界出力比(MCPR)の評価に適用実績がある。一方、有効性評価では、新たに、原子炉停止機能喪失の事象で生じる沸騰遷移後のPCT及び燃料被覆管表面の酸化量を評価する。</u></li> </ul>

(3) 妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心内の燃料棒表面熱伝達に係る重要現象（被覆管表面熱伝達、リウエット）のモデルについては、NUPECが実施したBWR燃料集合体熱水力試験（※）の解析結果により妥当性を確認している。</li> <li>（※）平成8年度「燃料集合体信頼性実証試験に関する報告書（BWR 新型燃料集合体熱水力試験編）」、（財）原子力発電技術機構、平成9年3月（本試験は、平成9年度、平成10年度及び平成11年度にも実施されている。）</li> <li>炉心内の沸騰遷移に係る重要現象（沸騰遷移評価モデル）のモデルについては、ATLAS試験データの解析結果により妥当性を確認している。炉心における重要現象のモデル（燃料棒表面熱伝達モデル、ボイドモデル、流動様式）については、ORNL/THTF試験、ROSA/LSTF SB-CL-18及び39試験、PKL/F1.1試験の解析結果により検証している。</li> <li>炉心内の気液熱非平衡に係る重要現象（被覆管表面熱伝達、リウエット）のモデルについては、NUPECが実施したBWR燃料集合体熱水力試験の解析結果により妥当性を確認している。</li> <li>炉心内の燃料被覆管における重要現象（燃料被覆管酸化）については、「ECCS性能評価指針」において使用の妥当性が認められているBaker-Just式により評価している。</li> </ul> <p>② SCATの解析モデルは、①に記載している試験において検証されており、また、（4）不確かさ評価（感度解析等）の確認結果②～④においては、検証解析条件（スケール等）については考慮されていることを確認した。</p>	<p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 実機解析条件と検証解析条件（スケール等）の差異について考慮し、検証結果に適切に反映していることを確認。</p>

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 不確かさ評価としては、燃料棒表面熱伝達や気液熱平衡に係る重要現象のモデル（被覆管表面熱伝達モデル、リウエットモデル）に用いる相関式が、有効性評価で着目する燃料被覆管温度の高温領域でもPCTを高めに評価する傾向を示すことを根拠に、PCT評価の保守性が維持されていることを確認している。</p> <p>② 申請者は、被覆管表面熱伝達モデルの適用性について、従来の試験結果により、燃料被覆管温度が500℃程度までの適用性を示しており、更に、「原子炉停止機能喪失」時の有効性解析が対象とする燃料被覆管温度の高温範囲（1,000℃付近まで）に対しても、被覆管表面熱伝達モデルの適用性を試験結果等により示した。具体的には、10×10燃料模擬の5×5部分バンドル過渡沸騰遷移試験の解析結果より、SCATで沸騰遷移後の熱伝達相関式として用いている修正Dougall-Rohsenow式が、PCT700℃～800℃の範囲において、PCTを高めに評価することを示した。さらに、PCTが1,000℃付近の領域においては、修正Dougall-Rohsenow式を用いた熱流束の評価は蒸気の過熱度が増加するにつれて保守性が低下する傾向であることを踏まえ、熱水力的に厳しい蒸気単相状態を想定して、修正Dougall-Rohsenow式によるPCTの評価値を蒸気単相熱伝達に適用されるDittus-Boelter式（※）による評価値と比較することにより、修正Dougall-Rohsenow式の適用性を示した。具体的には、「原子炉停止機能喪失」の有効性評価解析において最高PCTが発生する第3及び第4スペーサ付近を蒸気単相状態と想定し、修正Dougall-Rohsenow式によるPCTの評価値がDittus-Boelter式による評価値よりも高いことを確認し、PCTが1,000℃付近までの領域について修正Dougall-Rohsenow式の保守性を維持できることを示した。これにより、SCATで用いられている沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達モデルは、同コードが輻射熱伝達を無視することによりPCTを保守的に評価していることも考慮して、「原子炉停止機能喪失」時の有効性解析に適用できることを確認した。</p> <p>（※）蒸気単相状態において、Dittus-Boelter式は熱伝達を低く評価する。</p>	<p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 沸騰遷移後の被覆管表面熱伝達モデルの適用性の確認。</p> <p>③ PCTの高温領域におけるリウエットモデルの適用性の確認。</p> <p>④ 9×9燃料（A型）部分長燃料棒を考慮した評価の適用性の確認。</p> <p>⑤ 不確かさ要因のひとつとして、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異を考慮し、評価結果に適切に反映していることを確認。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>③ 申請者は、リウエットモデルの適用性について、従来の試験結果を用いて、燃料被覆管温度が500℃程度までの適用性を示しており、更に、「原子炉停止機能喪失」時の有効性解析結果の1,000℃付近までの適用性について説明した。具体的には、当該相関式はPCTが高くなるとリウエット開始予測時刻を遅く評価する傾向にあること及び当該相関式に用いるPCTは修正Dougall-Rohsenow式により高温領域でも高め（※）に評価されることから、当該相関式により評価したリウエット開始予測時刻は遅くなり、当該相関式は高温領域でも保守性を維持される見込みであることを示した。更に、リウエット時刻を遅らせた感度解析から、PCTが緩やかな上昇を示した以降の状態において、当該相関式によるリウエット時刻の予測精度がPCTに及ぼす影響は大きくないことを示した。これにより、リウエット時刻の不確かさ評価を考慮し、試験データによる妥当性の確認時より厳しい予測結果を得るモデル条件の下での評価を実施することにより、PCTの高温領域においても当該相関式をリウエット開始時刻の評価に適用した結果が有効であることを確認した。</p> <p>（※）上記の確認結果②を参照</p> <p>申請者は、PCTの高温領域において、9×9燃料（A型）のPLRが沸騰遷移後の燃料表面熱伝達に与える影響について、試験解析の結果等により、高温領域において、PLRが被覆管表面熱伝達モデル及びリウエットモデルの適用性に与える影響について説明した。具体的には、9×9燃料（A型）を模擬した4×4バンドル試験結果と解析結果との比較により、PCTが500℃付近までの温度範囲では、修正Dougall-Rohsenow式とリウエット開始時刻の評価に用いる相関式の組み合わせは、PLRからの距離によらず燃料棒表面熱伝達を低く予測してPCTを高く評価することを示し、一方、リウエット時刻に関しては、PLRからの距離の違いによる影響が示唆されており、これはPLRによる局所的な気相流速の変化が影響しているとの見方を示した。高温範囲においても、PLRによる局所的な気相流速の変化は、温度によらず同様に生じると考えられることから、高温範囲においても、修正Dougall-Rohsenow式及び当該相関式を適用することで、PCTは高めに評価される見込みであることを示した。さらに、PCTが緩やかな上昇を示した以降の状態においてはリウエット時刻の予測精度がPCTに与える影響は大きくないこと（※）を考慮すると、PLRの存在により当該相関式によるリウエット時刻の予測精度に影響があったとしても、高温領域に当該相関式を適用するに当たっての取扱いに従うことでPCTの評価に与える影響は小さいことを示した。なお、これにより、PCTの高温領域において、PLRの影響を考慮しても、修正Dougall-Rohsenow式及び当該相関式を適用することで、PCTはPLRのない場合と同様に評価されることを確認した。なお、PLRのない9×9燃料（B型）についても、NUPECが実施したBWR燃料集合体熱水力試験の解析結果及びPCT高温領域における解析モデルの適用性を申請者に示させ、「原子炉停止機能喪失」時の有効性評価にSCATが適用できることを確認した。</p> <p>（※）上記の確認結果③を参照。</p> <p>④ 検証に使用した各実験について、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異について分析し、ノード分割による不確かさは、妥当性評価により得られた不確かさに包含されており、評価結果には影響がないと説明していることを確認した。</p>

（5）まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>④ 以上の確認結果から、有効性評価におけるSCATの使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① SCATの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「原子炉停止機能喪失」時における炉心の熱流動と燃料に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル)</li> <li>・ 本コードは、沸騰遷移に至る前の炉心を対象としており、BWRの原子炉設置許可申請書等の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」における沸騰遷移に至るまでの安全余裕の解析に適用実績がある。 ((2) 解析モデル)</li> <li>・ 重要現象に係る解析モデルについて、「原子炉停止機能喪失」時の事象に対しても、試験結果を基にした妥当性の確認により検討が行われ、PCT評価に係る適用範囲が示されている。 ((3) 妥当性確認 (実験解析等))</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。</span>（4）不確かさ評価（感度解析等）</li> <li>・ <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">RELAP5/MOD3.3（※）を用いて、モデルプラントを対象に「原子炉停止機能喪失」の代表事故シーケンスの解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要となる現象及び評価項目に関連するパラメータの傾向を確認した。</span></li> </ul> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">以上のとおり、有効性評価における申請者のSCATの特性に応じた使用方法は、概ね妥当と判断できる。</p>

6. 5 M A A P

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング（H, M, L）が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2. Ⅲの一第5部の表2. 3-1「有効性評価の物理現象のランク（炉心損傷防止）」及び表2. 3-2「有効性評価の物理現象のランク（格納容器破損防止）」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p> <p>（参考）</p> <p>シビアアクシデント現象に関する試験は限られていることから、運転時の異常な過渡変化及び事故解析に使用する最適評価コードが備えるべき要件を整理することを目的として日米で導入が進められている階層構造分析手法を参考にした物理現象の抽出と、重要な物理現象に対しては最新の知見の反映と感度解析による不確かさの確認を申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価の事故シーケンスについて、主要な物理現象を対象に感度解析等に基づく不確かさ評価を示した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と、取り扱う物理現象毎に解析モデルの説明がなされていること。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、原子炉圧力容器内、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重要事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を評価することが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</li> </ul> <p>また、炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、炉心モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉出力</li> <li>・ 崩壊熱</li> <li>・ 熱水力モデル（伝熱）</li> <li>・ 水位計算モデル</li> </ul> <p>原子炉圧力バウンダリ内については、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱水力モデル（流動、伝熱）</li> <li>・ 原子炉圧力バウンダリ破損モデル</li> <li>・ 破断流モデル</li> </ul> <p>原子炉格納容器モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱水力モデル（流動、伝熱）</li> <li>・ 水素発生</li> <li>・ 格納容器破損モデル</li> </ul> <p>安全系モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ECCS</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>・格納容器スプレイ                      ・主蒸気逃がし安全弁</p> <p>デブリ挙動モデルについては、</p> <p>・ヒートアップ                      ・リロケーション                      ・原子炉圧力容器下部プレナムでのデブリ挙動                      ・原子炉圧力容器破損                      ・原子炉圧力容器破損後の高圧炉心デブリ放出                      ・格納容器雰囲気直接加熱                      ・原子炉格納容器下部（ペDESTアル内）でのデブリ挙動（落下及び溶融プール、溶融プールの伝熱、コンクリート浸食）</p> <p>FP挙動モデルについては、</p> <p>・FP放出                      ・遷移・輸送                      ・崩壊熱</p> <p>に関し、解析モデルの説明がなされていることを確認した。                      また、本コードの使用実績については、以下の通り説明していることを確認した。</p> <p>・ <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。</span></p> <p>（参考）  <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">FP挙動におけるソースターム上の扱いについての追加説明と、FP放出速度に関する不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者からの追加説明により、申請者がPHEBUS-FP（FPT1）実験解析結果を踏まえて、被覆管酸化反応熱及び燃料棒被覆管温度を高め評価し、FP放出開始のタイミングを早めに評価するとしていること、また、ABCOVE実験解析を通じて、凝集及び重力沈降により減少するエアロゾル挙動評価が妥当であるとしていることを確認した。</span></p>

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><u>(i) 検証方針の確認</u></p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要があるとして、実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じた検証を行うとしていることを確認。</p>
<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド                      3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p>	<p>① <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</span></p> <p>・ <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI事故ベンチマーク解析及びBWRの炉心</span></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析や類似する解析コードとの比較により定性的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析や類似する解析コードとの比較を通じて、解析結果の妥当性が評価されていることを確認。</p>	<p>溶融過程を模擬した CORA 実験解析により妥当性を確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>主蒸気逃がし安全弁における重要現象（冷却材放出）については、放出流量が設計値に基づいて設定されている。</li> <li>LOCA 破断口における重要現象（臨界流：Henry- Fauske のモデル）については、Marviken 試験装置による実験の結果より、妥当性を確認している。</li> <li>格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、沸騰・水素濃度）については、HDR 実験、及び GSTF 実験の解析により妥当性を確認している。</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性確認を行っている。</li> <li>炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験、ABCOVE 実験の解析により妥当性確認を行っている。</li> <li>炉心損傷後の原子炉格納容器における重要現象（溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR-A 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性確認を行っている。</li> </ul>

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② MCCI の解析では、溶融燃料の落下条件により解析結果が大きく変動する場合には、デブリジェット径、微粒子化割合、キャビティ床面上の水量及び水温、溶融燃料の落下の緩急、キャビティ床面</p>	<p>① MAAPは特に不確かさが大きいと考えられることから、MELCORによりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認した。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得た。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者に対し感度解析による不確かさ評価を行うよう求めた。不確かさ評価としては、「高圧注水・減圧機能喪失」時及び「LOCA 時注水機能喪失（中小破断LOCA）」時の炉心露出開始時間について、SAFERとの比較により不確かさを評価していることを確認した。また、FCI、DCH、MCCIの各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っていることを確認した。</p> <p>② 申請者の説明では、落下した溶融炉心がペDESTAL床面全体に均一に広がるケースの結果を示すのみであった。これに対し、DEFOR試験やOECD-MCCI試験などの最新のデータとの比較により解析結果の妥当性を確認した上で、感度解析による不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価で感度解析により不確かさ評価を行った。</p> <p>感度解析は、以下のパラメータについて実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>キャビティ水深</li> <li>エントレインメント係数</li> <li>炉心デブリの広がり面積</li> <li>水-炉心デブリ間の熱伝達係数</li> <li>上記パラメータの組み合わせの影響</li> </ul> <p>感度解析パラメータを組み合わせた場合、コンクリート侵食は最大約23cmとなり、実際のペDESTALの厚さ（約1.5メートル）及びペDESTAL床面のコンクリート厚さ（数メートル）と比較して十分に小さいことを確認した。</p> <p>また、BWRプラントでは、ペDESTAL床面がPWRのキャビティ床面より狭いため、申請者は、落下した溶融炉心の堆積量が高くなることを踏まえ、OECD MCCI試験で報告された珪酸系コンクリートにおける侵食の非均一性及び異方性について、有効性評価において感度解析により不確かさを評価を行っている。これにより、コンクリート侵食非均一性及び異方性に関する感度解析の結果が、米国SNLで実施されたSURC4試験及びOECD-</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>上の広がり方の違い等を考慮した感度解析を実施する必要がある。</p>	<p>MCCI試験の結果を踏まえたものであることを確認した。</p> <p>(参考1)                  申請者は、炉心損傷防止対策の有効性評価において、原子炉圧力容器内の熱水力モデルの不確かさ及びその影響について説明した。具体的には、原子炉水位の低下が比較的緩慢な「高圧注水・減圧機能喪失」及び原子炉水位の低下が比較的速い「LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）」の2つの事故シーケンスグループを対象に、SAFER と MAAP との解析結果を比較した。この比較により、事象発生から炉心が再冠水するまでの短期間の原子炉水位変化については両コード間の解析結果の差異が小さいこと、長期間の原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱流動は崩壊熱の影響が支配的となることから、両コード間の熱水力モデルの差異が原子炉格納容器内の温度及び圧力の長期的な推移に与える影響は小さいことを示した。これにより、原子炉圧力容器内の熱水力モデルの不確かさは、有効性評価における原子炉格納容器内の長期間の熱水力学挙動評価に対して、影響が小さいと判断した。</p> <p>(参考2)                  申請者は、今までの FCI 現象の知見を整理し、大規模な水蒸気爆発に至る可能性及び圧カスパイクの不確かさ評価を説明した。具体的には、FARO 実験（欧州委員会 JRC）、KROTOS 実験（欧州委員会 JRC）、ALPHA 実験（旧日本原子力研究所）、COTELS 実験（旧 NUPEC）、SERENA 実験（OECD/NEA）（※）について調査を行い、試験結果から実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいことを示した。さらに、FCI の知見を踏まえ、熔融炉心が水プールに落下した時の粒子化による圧カスパイクについて、ペDESTAL水深、熔融炉心落下量等の不確かさ評価を申請者に求めた。申請者は、複数のパラメータの組合せを含む感度解析により不確かさ評価を行った。</p> <p>(※) フェーズ2において、KROTOS 実験及び TROI 実験の装置を使用した実験が実施されている。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② 以上の確認結果から、有効性評価における MAAP の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① MAAPの申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル)</li> <li>シビアアクシデントの分野においては、国際的に広く利用されている最も代表的なコードのひとつであり、PWR実機を対象とした安全解析への豊富な適用実績がある。((2) 解析モデル)</li> <li>実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じて、一定の信頼性が確認されている。これを前提として、炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に係る解析モデルについて感度解析を行い、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。((3) 妥当性確認（実験解析等）)</li> </ul> <p>なお、不確かさ評価に先立ち、これまでにMELCORによりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価（感度解</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>析等))</p> <p>以上のおり、有効性評価における申請者のMAAPの解析結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することと有効性評価に適用が可能と考えている。</p>

## 6.6 APEX

### (1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング(H, M, L)が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2.Ⅲの一第6部の表2.3-1「有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

### (2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p> <p>② APEXのように、複数のコードの出力を入力とする場合は、各コードが作成する入力データを整理して確認。</p> <p>③ 検出器(SRNM、IRM)モデルが、スクラム開始時刻を遅く評価するように保守的となっていることを確認。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、1点炉近似動特性方程式、定常の2次元(RZ)拡散方程式等を用いて、反応度投入事象における炉心の中性子動特性等を評価することが可能な解析コードである。燃料エンタルピの増分については、APEXの解析結果を入力として、SCATコードを用いて単チャンネル熱水力解析を行うことにより評価することを確認した。また、解析モデルについては、以下の通り確認した。炉心動特性のモデル(APEX)については</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 一点近似動特性モデル</li> <li>・ 二次元(RZ)拡散モデル</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>炉心燃料のモデル(SCAT)については、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 熱伝導モデル</li> <li>・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した</p> <p>原子炉熱流動モデル(SCAT)については、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料棒表面熱伝達モデル</li> <li>・ 沸騰遷移評価モデル</li> </ul> <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ APEX と SCAT は、BWR の原子炉設置許可申請書等において「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピー増分の評価に使用されているものと同一である。「反応度の誤投入」時の物理事象が、「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」と基本的に同一の物理現象を扱い、反応度の投入量も少ないことから、本コードは「反応度の誤投入」時の有効性評価に対して適用実績がある。</li> <li>② APEX の入力である初期炉心状態、引抜制御棒反応度及びスクラム反応度は、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードによる評価結果を用いており、動特性パラメータ、核定数等は、単位燃料集合体核特性コードの評価結果を用いていることを確認した。</li> <li>③ 事故シーケンス「反応度の誤投入」では、制御棒引き抜きに伴い出力が上昇した後、中間領域計装（以下「IRM」という。）の中性子束高信号、又は起動領域計装（以下「SRNM」という。）の原子炉周期短信号が発生して原子炉スクラムし、事象が収束する。「IRM」のモデルでは、IRM 検出器周囲の出力ピーキング係数を小さめに設定し、「SRNM」のモデルにおいては、SRNM の計数率の上昇率が炉心平均出力の増加率より小さく評価することから、スクラム時刻を保守側（遅め）に評価することを確認した。</li> </ul>

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② APEX のように、複数のコードの出力を入力とする場合は、個々のコードに分離して段階的に検証を行っていることを確認（すべてを一括して総合的に検証する場合には、個々のコードの解析誤差が相殺されて、偶然に良好な結果が得られる可能性を排除できない）。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ APEX の炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラ反応度フィードバック効果等）については、SPERT-III E-core 実験の解析結果により、総合的に妥当性を確認している。</li> </ul> <p>② APEX の入力を作成するのコード毎に、そのコードの機能の検証に適した実験を選定して検証を行い、誤差を積み上げることにより総合的な誤差評価が行われていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドップラ反応度フィードバック効果については、核定数としてのドップラ反応度係数（※<sup>1</sup>）を Hellstrand らの実効共鳴積分の実験式との比較により検証し、また実効遅発中性子発生割合（※<sup>2</sup>）を MISTRAL 臨界試験の解析結果により妥当性を確認している。</li> <li>・ 制御棒反応度値（※<sup>3</sup>）については、実機での制御棒値測定試験の解析結果により妥当性を確認している。</li> </ul> <p>（※<sup>1</sup>） 核定数は APEX の入力データであり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。Hellstrand の式の実効共鳴積分の温度依存性と単位燃料集合体核計算コードによる実効共鳴積分の温度依存性の比較をしている。</p> <p>（※<sup>2</sup>） 実効遅発中性子割合は APEX の入力であり、単位燃料集合体核計算コードにより求めている。単位燃料集合体核計算コードによる解析値と試験の測定値を比較している。</p> <p>（※<sup>3</sup>） 制御棒反応度値は APEX の入力であり、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードにより求めている。</p>

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 2次元(RZ)体型への縮約に伴う不確かさの影響を確認。</p>	<p>① 不確かさ評価としては、「反応度の誤投入」時において、投入反応度量及び燃料エンタルピ増分の評価に対して影響が大きいと思われるドップラフィードバック効果及び制御棒反応度値について、感度解析による不確かさ評価を行っている。</p> <p>② RZ 体系への縮約に伴う不確かさが解析結果に及ぼす影響を、縮約を介さずに炉心三次元体系で動特性解析を行うことができる三次元動特性解析コードTRACG Ver.5（以下「TRACG」という。）を用いて評価した結果、APEXコードの二次元（RZ）体系への縮約操作に伴う不確かさが、判断指標に対する結論に影響を与えるものでないことを確認した。</p>

（5）まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ 以上の確認結果から、有効性評価におけるAPEXの使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>APEXの申請者の説明内容について、以下のよう確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「反応度の誤投入」時の事象進展中における炉心の中性子動特性等と単チャンネル熱水力解析に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル)</li> <li>・ 本コードについては、BWRの原子炉設置許可申請書等において「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析において燃料エンタルピ増分の評価に適用実績がある((2) 解析モデル)</li> <li>・ 重要現象が「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」の物理現象に包含されることから、本コードは「反応度の誤投入」時の解析に適用できる。((3) 妥当性確認(実験解析等))</li> <li>・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価(感度解析等))</li> </ul> <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のAPEXの特性に応じた使用方法は、概ね妥当と判断できる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.0）

（1）重大事故等対処設備に係る事項	1.0-2
①切り替えの容易性	1.0-2
②アクセスルートの確保	1.0-2
（2）復旧作業に係る要求事項	1.0-5
①予備品等の確保	1.0-5
②予備品等の保管場所	1.0-5
③予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保	1.0-6
（3）支援に係る要求事項	1.0-7
（4）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備	1.0-8
①手順書の整備	1.0-8
②教育及び訓練の実施	1.0-11
③体制の整備	1.0-14

1.0 共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

①切り替えの容易性

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 切り替えの容易性</p> <p>【要求事項】（注：Ⅱ 要求事項の再掲。以下同じ。）                      発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>①「本来の用途以外の用途」を明確にしているか確認する。</p> <p>②「本来の用途以外の用途」として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順が適切に整備されていること、手順に従って確実に実行できるよう訓練を実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「切り替えの容易性」に係る方針等について、以下のとおりであることを確認した。</p> <p>①「本来の用途以外の用途」とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統の構成とは異なる系統の構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。</p> <p>②切り替えの容易性について、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、<b>重大事故等防止技術的能力基準1.0項（1）①</b>にのっとり、重大事故等に対処するための系統構成を弁操作又は工具等の使用により速やかに整えられるよう必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.1）には、切り替えの容易性が求められる重大事故等対処設備選定の考え方、選定結果及び切り替え操作の具体事例が示されている。</p>

②アクセスルートの確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】                      発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>（基本的な考え方）                      ①可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認する。なお、可搬型重大事故等対処設備を保管のための施設内に保管する場合には、搬出する設備が当該設備以外のものから悪影響を受けることなく搬出できるよう、施設内の設備の配置に配慮し、複数の扉を設ける等の方針であることを確認する。確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなさ</p>	<p>1. 「アクセスルートの確保」について、以下の方針にしたがって実施するとしていることを確認した。</p> <p>アクセスルートの確保について、<b>重大事故等防止技術的能力基準1.0項（1）②</b>にのっとり実施する。</p> <p>なお、申請者は、アクセスルートの確保について、「屋外アクセスルートの確保」と「屋内アクセスルートの確保」に分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>（基本的な考え方）                      ①<b>想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であること。</b></p> <p>また、屋外及び屋内において、アクセスルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>れていることに留意する。</p> <p>②アクセスルートの確保にあたり、想定される自然現象等を考慮していることを確認する。</p> <p>③アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p> <p>④重大事故が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤アクセスルートの確保は、設計で対応することを基本とするが、運用が整備されないと車両等の通行性が確保されない場合は、通行に支障が無いよう考慮した運用の方針が示されていることを確認する。</p>	<p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、発電所構内の地形や敷地の使用状況等の特徴を踏まえた、屋内外のアクセスルート確保の考え方が示されている。</p> <p>②想定する自然現象として、8事象<sup>※1</sup>を考慮し、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として、2事象<sup>※2</sup>を選定するとともに、重大事故時の高線量下環境を考慮する。</p> <p>※1 8事象；地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、及び火山の影響          ※2 2事象；火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガス</p> <p>補足説明資料（添付資料 1.0.2）には、想定する自然現象等とその選定の考え方並びにそれらがアクセスルート等へ与える影響評価結果が示されている。</p> <p>③屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、不等沈下等）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、<b>障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管し、それを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う方針であること。</b></p> <p>④屋外及び屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、照明機器等を配備する。また、現場との連絡手段の確保をし、作業環境を考慮する。</p> <p>⑤アクセスルートの確保は、障害物除去等を除き、設計で対応する。</p>
<p>2. 屋外アクセスルートの確保</p> <p>①屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>②屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保しているか確認する。</p> <p>③屋外アクセスルートの確保にあたり、想定する自然現象等による影響を</p>	<p>2. 「屋外アクセスルートの確保」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p> <p>①重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型代替注水ポンプ、可搬型代替交流電源設備、可搬型モニタリングポスト等）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて軽油タンク、常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>②屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、不等沈下等）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山による影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確保する。          また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。          津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する。</p> <p>③屋外アクセスルートは、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）の</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>想定し、複数のアクセスルートを確認するとしてしているか確認する。</p> <p>④アクセスルート上における被害想定（斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、段差、溢水、火災等）を明確にし、車両の通行を考慮した補強、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>うち、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。</p> <p>④屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダ等の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。 地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。 不等沈下等による通行に支障がある段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等の実施、迂回又は砕石による段差箇所の仮復旧により、通行性を確保する。 屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響については、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保する。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.2）では、地震時に期待する屋外アクセスルートの成立性を確認するため、アクセスルート確保に影響を与えると想定されている構造物等を網羅的に抽出し、波及的影響の観点から評価を行っている。</p>
<p>3. 屋内アクセスルートの確保</p> <p>①重大事故発生時における屋内アクセスルートを確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するとしてしていることを確認する。</p> <p>②地震による転倒、地震による内部溢水（溢水の汚染を含む）、地震による内部火災等、想定する自然現象等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③屋内アクセスルートの確保にあたり、重大事故等時の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定（放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等）を明確にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>3. 「屋内アクセスルートの確保」のための方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>①重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（可搬型計測器、逃がし安全弁用可搬型蓄電池、中央制御室可搬型陽圧化空調機等）の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併せて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。</p> <p>②屋内アクセスルートは、自然現象として選定する地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（故意による者を除く。）（火災・爆発）として選定する。 また、発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものを除く。）として選定する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。</p> <p>③屋内アクセスルートを確実に確保する観点から、重大事故時に必要となる現場操作を実施する場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。 屋内アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については、「1.6.1.2 火災発生防止に係る設計方針」に示す。 機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。 屋内アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、照明機器等を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.2）では、重大事故等時に必要となる屋内での現場作業場所までのアクセス性について、地震被害（損壊・損傷）、地震随伴火災、地震随伴溢水を評価し、要求時間内にアクセス可能であることが示されている。</p>

（2）復旧作業に係る要求事項

①予備品等の確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 予備品等の確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p>【解釈】 1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>①優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>②有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p> <p>③予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「予備品等の確保」について、</p> <p>①優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施することとし、そのために必要な予備品及び予備品への取替えのために必要な資機材等を確保することとしていることを確認した。</p> <p>具体的には以下の方針であることを確認した。</p> <p>○短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。</p> <p>○単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。</p> <p>○復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。</p> <p>②多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることとしていることを確認した。</p> <p>③予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保するとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.3）には、予備品及び予備品の取替えに必要な機材並びにそれらの保管場所が示されている。</p>

②予備品等の保管場所

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 予備品等の保管場所</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>①予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であ</p>	<p>1. 「保管場所の確保」について、</p> <p>①重大事故等防止技術的能力基準1.0項(2)②にのっとり、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮して予備品等を保管する方針であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>ることを確認。</p>	<p>補足説明資料（添付資料1.0.3）には、保管場所選定の考え方、保管場所設定における事前対策が示されている。</p>

③予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】                      発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>①設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、アクセスルート（屋外、屋内）について、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認。</p>	<p>1. 「アクセスルートの確保」について、<b>重大事故等防止技術的能力基準1.0項（2）③</b>にのっとり、設備の復旧作業を行うためのアクセスルートの確保について、「1.（2）アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する方針であることを確認した。</p>

（3）支援に係る要求事項

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

（4）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

①手順書の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 情報の収集及び判断基準</p> <p><b>【要求事項】</b>                      発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p><b>【解釈】</b>                      1 手順書の整備は、以下によること。                      a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。</p> <p>①全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号機の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>1. 「情報の収集及び判断基準」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障、複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間のなかで6号炉及び7号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）及び緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）にまとめる。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整備する。</p>
<p>2. 判断に迷う操作等の判断基準の明確化</p> <p><b>【解釈】</b>                      b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）</p> <p>①海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認する。その際、具体的な手順の内容について示されていることを確認する。</p>	<p>2. 「判断に迷う操作等の判断基準の明確化」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であること。</p> <p>具体的には、次のような手順を運転操作手順書又は緊急時対策本部用手順書に整備する。                      ○原子炉停止機能喪失時においては、迷わずほう酸水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。                      ○炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防ぐために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>○原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は、原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備し、この運転操作手順書に従い、発電所対策本部長の権限と責任において、当直副長が格納容器圧力逃がし装置等によるベントを実施する。</p> <p>○全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>○その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。</p> <p>○重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。</p>
<p>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</p> <p>【解釈】 c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> <p>①財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。</p> <p>②当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。</p> <p>③発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。</p>	<p>3. 「財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①重大事故等対策の実施において、<b>財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示すこと。</b></p> <p>②重大事故等発生時の運転操作において、<b>当直副長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転操作手順書に整備する方針であること。</b></p> <p>③重大事故等発生時の発電所対策本部の活動において、重大事故等対策を実施する際に、<b>発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。</b></p>
<p>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</p> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>①事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。</p> <p>②運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>4. 「手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化」について、以下の方針に従って手順等を整備することを確認した。</p> <p>①<b>事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であること。</b> 具体的には、次の様な手順等を整備している。 ○重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の運転員と緊急時対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書を適切に定める。 ○運転操作手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて構成し定める。 ○緊急時対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。</p> <p>②<b>運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であること。</b> 具体的な主な移行基準等は、以下のとおりとしている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>○異常又は事故の発生時、警報発生時の措置に関する運転操作手順書により初期対応を行う。</p> <p>○事象が進展した場合には、警報発生時の措置に関する運転操作手順書の記載に従い、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に移行する。</p> <p>○警報発生時の措置に関する運転操作手順書及び異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）による対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、原子炉格納容器の健全性）を常に監視し、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に移行する。</p> <p>ただし、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）を参照する。</p> <p>異常又は事故が収束した場合は、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。</p> <p>○異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、当該手順書の記載に従い緊急時における運転操作に関する手順書（シビアアクシデント）に移行する。</p>
<p>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</p> <p><b>【解釈】</b> e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>①重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、手順書に明記する方針であること。</p> <p>②重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を手順書に整理する方針であること。</p> <p>③有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員及び緊急時対策本部要員が使用する手順書に整理する方針であること。</p>	<p>5. 「状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備」について、以下の方針に従い手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>①<b>重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち発電用原子炉施設の状態を直接監視することが必要なパラメータをあらかじめ発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に明記する方針であること。</b></p> <p>整理に当たっては、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認の可否、記録の可否、直流電源の喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を運転操作手順書に明記する。</p> <p>なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を緊急時対策本部用手順書に明記する。</p> <p>②<b>重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に整理する方針であること。</b></p> <p>③<b>有効性評価等にて整理した有効な情報を、運転員が使用する運転操作手順書、緊急時対策要員が使用する緊急時対策本部用手順書に整理する方針であること。</b></p> <p>具体的には、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転操作手順書に整理する。また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし、緊急時対策本部用手順書に整理する。</p>
<p>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</p> <p><b>【解釈】</b> f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応（例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作）等ができる手順</p>	<p>6. 「前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順」について、以下の方針に従い手順等を整備するとしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>を整備する方針であること。</p> <p>（1）前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>①重大事故を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。</p> <p>②前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の防止対策をあらかじめ検討する方針であること。</p> <p>②前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針であること。</p> <p>具体的には、以下に示す手順等を整備するとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○台風進路に想定される場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化する手順を整備する。</li> <li>○竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛の実施、クレーン作業の中止、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する手順を整備する。</li> <li>○その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。</li> </ul> <p>なお、大津波警報が発令された場合の対応については、次項に示す。</p>
<p>（2）（1）で選定した前兆事象のうち大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>①大津波時の対応操作について、プラント停止の判断基準が明確である手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>①大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順書を整備する方針であることとしており、プラント停止の判断基準を明確にした手順書を整備する方針を確認した。</p> <p>具体的には、大津波警報が発令された場合、発電用原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。</p>

②教育及び訓練の実施

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることができるものとする方針であること。</p> <p>（1）重大事故等対策における手順について、重大事故等対策に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>①重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p> <p>②重大事故等対策に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p>	<p>1. 「教育及び訓練の実施方針」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>重大事故等対策は、発電用原子炉施設の状況に応じた幅広い対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練を実施する方針であること。</p> <p>具体的には、</p> <p>①教育訓練の内容について、重大事故等時にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、要員の役割に応じた教育訓練を実施し、重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることができる教育訓練等を行う。</p> <p>②教育訓練を計画的に実施することについて、要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施すること、年1回の訓練では力量の維持が困難な教育及び訓練については、年2回以上実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p>	<p>③教育訓練の対象者の明確化について、「第5.1-2表 重大事故等対策における操作の成立性」に、重大事故時の対応手段ごとに、対象者を明示する。併せて、対応手段毎に想定時間を明示し、必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。</p>
<p>(2) (1)により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p> <p>①力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p>	<p>①必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図るとしていることを確認した。</p> <p>また、力量評価の考え方については、以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○重大事故等に対処する要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。</li> <li>○各要員の役割に応じた教育及び訓練を計画的に繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。</li> <li>○重大事故等に対処する要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上実施する。</li> </ul>
<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。</li> <li>● 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。</li> </ul>	<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針であること。</p> <p>具体的には、知識ベースの教育及び訓練について、運転員に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。また、重大事故等時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲の環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練を実施する。</p> <p>実施組織の緊急時対策要員に対しては、要員の役割に応じて、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法の習得を図るための訓練を、訓練ごとに頻度を定めて実施する。訓練では、訓練ごとの訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。</p> <p>実施組織及び支援組織の緊急時対策要員に対しては、要員の役割に応じて、重大事故等時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。</p>
<p>(2) 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>①個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p>	<p>①実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習について、現場作業を行う緊急時対策要員と運転員が連携して一連の活動を行う訓練及び実施組織と支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針であることを確認した。</p> <p>具体的には、現場作業に当たっている緊急時対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施することを確認した。</p> <p>重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>なお、これらの教育及び訓練の実施にあたり、計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図っていることを確認した。</p>
<p>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</p> <p><b>【解釈】</b> c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p> <p>① 発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p>	<p>3. 「保守点検活動を通じた訓練の実施」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>① 保守訓練の実施にあたり、<b>普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設、予備品等について熟知する方針であること。</b></p> <p>具体的には、運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定例試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。緊急時対策要員は、要員の役割に応じて、技能訓練施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場において巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。</p>
<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</p> <p><b>【解釈】</b> d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 重大事故等発生時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすることを確認。</p>	<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施について</p> <p>① <b>高線量下、夜間、悪天候等を想定した事故時対応訓練を実施する方針である</b>としていることを確認した。</p> <p>具体的には、重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施するとしていることを確認した。</p>
<p>5. マニュアル等を即時利用可能とするための準備</p> <p><b>【解釈】</b> e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、通常時から保守点検活動等を通じて準備する方針とすることを確認。</p> <p>② 通信設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針とすることを確認</p>	<p>5. 「マニュアル等を即時利用可能とするための準備」については、以下の方針にしたがい実施することを確認した。</p> <p>① 重大事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、<b>設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、</b></p> <p>② <b>それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う</b>ことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。</p>

③体制の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 3 体制の整備は、以下によること。 a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> <p>①重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。</p> <p>②専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。</p> <p>③指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>1. 「役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針に従い、実施するとしていることを確認した。</p> <p>①<b>重大事故等対策を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であること。</b> 重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常招集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置して対処する。 発電所対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成する。実施組織は、号機統括を配置し、号機班、当直（運転員）、復旧班、自衛消防隊により構成する。技術支援組織は、計画・情報統括を配置し、計画班及び保安班で構成する。運営支援組織は、対外対応統括及び総務統括を配置し、通報班、立地・広報班、資材班及び総務班で構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。</p> <p>②<b>専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であること。</b> 具体的には、作業班の構成について、通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応、復旧活動に活かせるよう、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行う。</p> <p>③<b>指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</b> 具体的には、各班の役割分担、責任者である班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。</p>
<p>2. 実施組織の構成</p> <p>【解釈】 b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>①実施組織として、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>2. <b>重大事故等対策を実施する実施組織の構成について、以下のとおり必要な役割分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する方針であることを確認した。</b></p> <p>①<b>実施組織は、号機統括を配置し、号機班、当直（運転員）、復旧班、自衛消防隊により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。</b> 号機統括は、対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わる対応の統括を行う。 班の構成については以下のとおり。 a. <b>事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作等を実施する当直（運転員）並びに当直（運転員）へ事故対応手段等の選定に関する情報提供を行う号機班</b> b. <b>事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型重大事故等対処設備の操作、不具合設備の復旧等を実施する復旧班</b> c. <b>火災発生時に消火活動を実施する自衛消防隊</b></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>②実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については「6. 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p>	<p>②発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部の構成要員として重大事故等が発生した場合に事故の拡大防止、影響緩和について保安の監督及び指示を行う。</p>
<p>3. 複数号炉の同時被災への対応</p> <p><b>【解釈】</b> c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>①複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、予め定められた指揮命令系統のもと、対応できる方針であることを確認する。</p> <p>②複数号炉で同時に重大事故が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。</p> <p>③複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合においても、原則として号炉ごとに独立した対応ができる体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④複数号炉で同時に重大事故等が発生した場合の被ばく評価が示されていることを確認する。被ばく評価にあたっては、各々の号炉間の相互影響も考慮した被ばく評価を行うこと。</p> <p>※ 大規模損壊の同時被災に関する審査の視点及び確認事項は、「重大事故防止技術的能力基準2. 1項」に反映している。</p>	<p>3. 「複数号炉の同時被災への対応」について、以下の方針に従い実施することを確認した。</p> <p>①複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合において、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう、発電所対策本部の本部長は活動方針を示し、号炉ごとに配置された号機統括は、対象号炉における事故影響の緩和及び拡大の防止に関わる運転操作への助言、可搬型重大事故等対処設備を用いた対応、不具合設備の復旧等に対する統括を行い、重大事故等対策を実施する方針であること。</p> <p>また、複数号炉の同時被災時において、当直（運転員）は号炉ごとの運転操作指揮を当直副長が行い、号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討を行うことにより、情報混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。</p> <p>②必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保し、複数号炉の同時被災等が発生した場合においても対応できる体制とする方針であること。</p> <p>具体的には、必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用し6号炉及び7号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに、他号炉の使用済燃料プールの被災対応ができる体制とする。</p> <p>③複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても、①のとおり対応を実施する。</p> <p>④補足説明資料（添付資料1.0.16）にて、複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合における6号炉及び7号炉の重大事故等の対応への影響について示されている。</p>
<p>4. 支援組織の構成</p> <p><b>【解釈】</b> d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>①支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。</p>	<p>4. 「支援組織の構成」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>①発電所対策本部に支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であること。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>②技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>③運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「6.各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p>	<p>②技術支援組織は、事故対応に必要な情報の収集、プラント状態の進展予測、評価等を行う班、発電所内外の放射線及び放射能の状況把握、被ばく管理等を行う班で構成すること。</p> <p>③運営支援組織は、対外対応情報の収集等を行う班、対外関係機関へ通報及び連絡等を行う班、資材の調達及び輸送に関する一元管理等を行う班、発電所対策本部の運営支援等を行う班で構成すること。</p>
<p>5. 対策本部の設置及び要員の招集</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> <p>①重大事故等対策の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する責任者を配置する方針であることを確認する。</p> <p>②夜間及び休日を含めて重大事故等対策に必要な要員が確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> <p>③夜間及び休日を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p> <p>④新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑤重大事故等対策の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p>	<p>5. 「対策本部の設置及び要員の招集」について、以下の方針に従って実施することを確認した。</p> <p>①所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置し、その中に実施組織及び支援組織を設置する方針であること。</p> <p>②夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において重大事故等が発生した場合に速やかに対応を行うため、6号炉及び7号炉運転中においては、発電所内に、緊急時対策要員44名、運転員18名、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊10名の合計72名を常時確保する方針であること。なお、事象発生後約6時間を目途に緊急時対策要員40名程度を確保する方針であること。 なお、6号炉及び7号炉のうち、1プラント運転中、1プラント運転停止中においては、運転員を13名とし、また2プラント運転停止中においては、運転員を10名確保する。</p> <p>③夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であること。 非常召集する緊急時対策要員への連絡については、自動呼出・安否確認システム又は電話を活用する。なお、地震の影響による通信障害等が発生し、自動呼出・安否確認システム又は電話を用いて非常召集連絡ができない場合においても、新潟県内において、震度6弱以上の地震の発生により、発電所に自動参集する体制を整備する。</p> <p>④病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。 重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。</p> <p>⑤重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、自社の社員で対応できるよう重大事故等に対処する要員を確保する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</p> <p><b>【解釈】</b> f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>①重大事故等対策の実施組織及び支援組織について、上記b)及びd)項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であること。</p>	<p>6. 「各班の役割分担及び責任者の明確化」について、以下の方針であることを確認した。</p> <p>①<b>重大事故等対策の実施組織及び支援組織について</b>、「(4) ③体制の整備」に示す各班の機能を明確にするとともに、配下の各班の監督責任者である<b>統括及び対策の実施責任者である各班の班長並びにその代行者を配置する方針であること。</b></p> <p>実施組織は、号機統括を配置し、号機班、当直（運転員）復旧班、自衛消防隊により構成する。  号機統括は、対象号炉に関する事故の影響緩和及び拡大防止に関わる対応の統括を行う。  号機班は、当直（運転員）からの重要パラメータの入手、事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供を行う。  当直（運転員）は、事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作を行う。  復旧班は、事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型重大事故等対処設備の準備と操作、及び不具合設備の復旧を行う。  自衛消防隊は、火災発生時における消火活動を行う。  支援組織は、技術支援組織及び運営支援組織で構成される。  技術支援組織は、計画・情報統括を配置し、計画班及び保安班で構成する。  計画・情報統括は、事故対応状況の把握及び事故対応方針の立案を行う。  計画班は、プラント状態の進展予測・評価及びその評価結果の事故対応方針への反映を行う。  保安班は、発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価、被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する指示を行う。  また、運営支援組織については、対外対応統括及び総務統括を配置し、通報班、立地・広報班、資材班及び総務班で構成する。  対外対応統括は、対外対応活動の統括を行う。  通報班は、対外関係機関へ通報連絡等を行う。  立地・広報班は、自治体派遣者及び報道機関対応者の支援を行う。  総務統括は、発電所対策本部の運営支援の統括を行う。  資材班は、資材の調達及び輸送に関する一元管理を行う。  総務班は、要員の呼集、食糧・被服の調達、医療活動、所内の警備指示、一般入所者の避難指示等を行う。</p>
<p>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</p> <p><b>【解釈】</b> g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>①指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。</p> <p>②指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p>	<p>7. 「指揮命令系統及び代行者の明確化」について、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p> <p>①重大事故等対策の判断については全て発電所にて行うこととし、<b>発電所対策本部における指揮命令系統を明確にする。</b></p> <p>②<b>指揮者等</b>（指揮者である発電所対策本部長の所長（原子力防災管理者）、統括、班長及び副班長）<b>が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする方針であること。</b></p> <p>具体的には、発電所対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、統括、班長及び当直副長についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>統括及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については上位の職位を要員が決定することをあらかじめ決定する。</p> <p>当直副長が欠けた場合は、当直長が当直副長職務を兼務することをあらかじめ定める。</p>
<p>8. 実効的に活動するための設備等の整備</p> <p>【解釈】 h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>実施組織が実効的に活動するため、発電所の状態を確認すること、必要な所内各所への通報連絡ができること、重大事故対処のために夜間等においても現場に移動できること等のために必要な施設及び設備等が適切に抽出され、整備される方針が示されているか。</p> <p>①実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p> <p>②中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>③夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>8. 「実効的に活動するための設備等の整備」について、発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等に対処するため、夜間においても速やかに現場へ移動するため、以下の方針に従い、必要な設備等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>①実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む）、衛星電話設備及び無線連絡設備を備えた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を整備する。</p> <p>②実施組織が、中央制御室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型音声呼出電話設備等を整備する。</p> <p>③電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるよう照明機器等を整備する。</p>
<p>9. 発電所内外への情報提供</p> <p>【解釈】 i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>①原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、必要な設備・体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>②支援組織として、発電所災害対策本部が事故対策に専念できるよう、発電所内外への情報提供についての活動を行う方針であることを確認する。</p>	<p>9. 「発電所内外への情報提供」について、以下の方針で実施するとしていることを確認した。</p> <p>①発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であること。</p> <p>②発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の通報班にて一元的に集約管理し、発電所内外で共有するとともに、本社対策本部と発電所対策本部間において衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本社対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本社対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。</p>
<p>10. 外部からの支援体制の整備</p> <p>【解釈】 j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築す</p>	<p>10. 外部からの支援体制の整備にあたり、以下の方針に従って実施するとしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>る方針であること。</p> <p>①発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置するとしていることを確認する。その際、発電所外部に設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する。</p> <p>②発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p> <p>③支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が重大事故対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置するとしていることを確認する。</p>	<p>①発電所外部からの支援を受けることができるよう、緊急時態勢を発令した場合に本社対策本部を設置する等の体制を整備する方針であること。 なお、緊急時態勢は、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象等が発生した場合に発令する。</p> <p>②本社対策本部は、原子力部門のみでなく他部門を含めた全社体制にて原子力災害対策活動を実施する方針であること。</p> <p>③本社対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、発電所の復旧方法の検討、立案等を行う復旧班、本社対策本部内で情報共有等を行う情報班、事故状況の把握、進展評価等を行う計画班、放射性物質の放出量評価等を行う保安班、関係官庁への通報連絡等を行う官庁連絡班、報道機関対応等を行う広報班、発電所の立地地域対応の支援等を行う立地班、通信連絡設備の復旧及び確保の支援等を行う通信班、発電所の職場環境の整備等を行う総務班、現地医療体制整備の支援等を行う厚生班、発電所の復旧活動に必要な資機材の調達、運搬等を行う資材班、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、運営等を行う後方支援拠点班、官庁への支援要請等を行う支援受入調整班及び他の原子力事業者からの支援の受け入れ調整等を行う電力支援受入班で構成し、技術面及び運営面で支援する方針であること。</p> <p>④本社対策本部は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置を行うこと、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する方針であること</p>
<p>1 1. 事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備</p> <p>【解釈】 k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p> <p>①重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えた検討体制を構築する方針であることを確認する。</p> <p>②中長期的な対応が必要となる具体的な状況を想定し、そのために必要な手段等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>1 1. 「事故後の中長期的な対応に備えた体制の整備」について、以下の方針にしたがって実施するとしていることを確認した。</p> <p>①重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、本社対策本部が中心となり、プラントメーカー、協力会社を含めた社内外的関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する方針であること。</p> <p>②重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備するとともに、主要な設備の取替物品をあらかじめ確保する。 また、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の復旧を実施するための放射線量低減活動、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、福島第一原子力発電所事故における経験や知見を踏まえた対策を行うとともに、事故の収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する方針であること。</p> <p>補足説明資料（添付資料1.0.15）には、事故後の中長期的な対応が求められる対策として、「原子炉格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制整備」を挙げている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.1及び設置許可基準規則第4.4条）

I	要求事項の整理	1.1-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.1-4
1.1.1	対応手段と設備の選定	1.1-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.1-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.1-4
1.1.2	重大事故等時の手順等	1.1-9
(1)	規制要求に対する設備及び手順等	1.1-9
a.	第4.4条等の規制要求に対する設備及び手順	1.1-9
b.	第3.7条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.1-10
(2)	優先順位について	1.1-11
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.1-12
1.1.2.1	フロントライン系故障時の手順等	1.1-14
(1)	【技術的能力】代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	1.1-14
(2)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	1.1-15
(3)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】ほう酸水注入	1.1-16
(4)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	1.1-17
(5)	【自主対策】原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	1.1-18
(6)	【自主対策】制御棒手動挿入（制御棒駆動機構（電動駆動））	1.1-18
(7)	優先順位	1.1-19

## I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

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

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

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</li> <li>・ほう酸水注入</li> <li>・自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</li> </ul>

## II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

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

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

### 1.1.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第44条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系<sup>※1</sup>である。これらの設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行する対処設備及び対処設備を活用した手順を整備するとしており、「第44条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>※1 原子炉緊急停止系：原子炉緊急停止系作動回路、制御棒及び制御棒駆動系から構成される。</p> <p>2) 「第44条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※2</sup>を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、更なる対策の抽出を行い、自主的に上記1)以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※2 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失原因対策分析の結果（「第1.1.1図 機能喪失原因対策分析」参照）、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系故障として、原子炉緊急停止系を想定すること、電源喪失（サポート系故障）は、原子炉緊急停止系の電源が喪失することにより制御棒が挿入されるこ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段<sup>※</sup>が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。                  （例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第44条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>とから想定しないとしていることを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.1.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第44条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。                  具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対する手順」のとおり。</p> <p>第44条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 手動による原子炉の緊急停止操作を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路（ARI）</p> <p>③ 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能及び手順等。</p> <p>④ 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動操作により停止させる手順等。</p> <p>⑤ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としている。</p> <p>① 原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能及び手順等。</p> <p>② 十分な反応度制御能力を有する SLCS 及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

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

	<p>(2) BWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動トリップしない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p> <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。</p> <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。</p>	<p>○代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入のための手順等 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒の自動緊急挿入及び原子炉手動スクラムを実施しても、全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からのATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。</p> <p>(2)</p> <p>a) 発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動トリップしない場合は、手動で停止操作を実施するよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制のための手順等 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止していることを確認する。原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能が作動していない場合又は原子炉冷却材再循環ポンプが部分台数のみ停止している場合は、中央制御室からのATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し、原子炉出力の抑制を行う。</p> <p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定め、ほう酸水を原子炉に注入するよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ ほう酸水注入のための手順等 ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、ATWS 発生直後に行う上記 a) の原子炉冷却材再循環ポンプの停止操作及び下記 d) の自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施後とする。中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を起動し、ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界にする。</p> <p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ ほう酸水注入のための手順等 上記 b) の「ほう酸水注入のための手順等」で実施するほう酸水の注入により、ATWS 発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させる。</p>
--	--	--

- d) 上記 a)～c) の手順等に加え、ATWS が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するよう、以下の手順を整備する。
- 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止のための手順等  
自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉出力の急上昇を防止する。

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

※2：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 1

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」、「ほう酸水注入」、「自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」

1.1.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等

a. 第44条等の規制要求に対する設備及び手順

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第44条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第47条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は、以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.1.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、第44条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 手動操作により代替制御棒挿入回路を作動させることによる原子炉緊急停止。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. センサー出力から最終的な作動装置の入力までが原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路による自動制御棒全挿入。そのために、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉冷却材再循環ポンプの自動トリップによる原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 原子炉冷却材再循環ポンプが自動トリップしない場合における原子炉冷却材再循環ポンプの手動停止による原子炉出力の抑制。そのために、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. ほう酸水注入設備を用いたほう酸水の注入による原子炉の未臨界への移行。そのために、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>f. 自動減圧系起動阻止スイッチを操作することによる自動減圧の阻止。このため、自動減圧系起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されている</p> <p>a. 「代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」</p> <p>原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備であるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、1分以内で実施する。</p> <p>b. 「原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施した場合であって、ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合には、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止の確認の手順に着手する。この手順では、中央制御室での確認を1名で実施する。</p> <p>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合又は作動したにもかかわらず原子炉冷却材再循環ポンプが停止しない場合又は原子炉冷却材再循環ポンプが部分台数のみ停止している場合には、停止していない原子炉冷却材再循環ポンプを手動により停止する手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を1名により、1分以内で実施する</p> <p>c. 「ほう酸水注入」                      ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合には、不安定な出力振動の発生の有無に関わらずほう酸水注入操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室でのほう酸水注入の準備を1名により、1分以内で実施する。</p> <p>d. 「自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」                      ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉冷却材再循環ポンプのトリップ状況を確認した後、自動減圧の阻止の手順に着手する。この手順では、中央制御室での起動阻止スイッチの操作等を1名により1分以内で実施する。</p> <p>③作業環境                      上記のa.、b.、c.、d.の操作は、中央制御室で行えることを確認した。</p>

**b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等**

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.1.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                      有効性評価（第37条）において、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするために、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入及び自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止を行うために必要となる対策とそのため重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>これらの対策は、(1) 2) c.、e. 及び f. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>第44条等に基づき、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.1.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.1.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備（「表2「自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合、設計基準事故対処設備である手動スクラムボタンを押すと同時に、原子炉モードスイッチを「停止」とする。この手順では、中央制御室での操作を運転員1名により実施する。</p> <p>b. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合には、中央制御室において、スクラムテストスイッチによるペアロッドスクラム操作の手順に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員1名により約7分で実施する。</p> <p>c. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合には、中央制御室にて、原子炉緊急停止系電源スイッチの操作に着手する。この手順では、中央制御室での操作を運転員1名により約10分で実施する。</p> <p>d. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合、制御棒駆動機構による制御棒の手動挿入の手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作の準備を運転員1名により、2分以内で実施する。</p> <p>e. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作による原子炉緊急停止が失敗した場合にあって、原子炉出力が基準値以上の場合又は原子炉が隔離状態の場合には、電動駆動原子炉給水ポンプによる給水量の調整等により、レベル1.5以上を維持するように原子炉水位の低下操作の手順に着手する。この手順は、中央制御室での操作の準備を運転員1名により、1分以内で実施する。</p>

○個別手順の確認

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

1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 【技術的能力】代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系の故障により ATWS が発生するおそれがある場合又は ATWS が発生した場合に、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作により原子炉を緊急停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 1 にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1. 1. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順は、前述の重大事故等対処設備のみで実施可能であるが、これらに加え、原子炉手動スクラム、原子炉モードスイッチ「停止」、スクラムテストスイッチ及び原子炉緊急停止系電源スイッチを自主対策設備として位置付けることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、原子炉の自動スクラム失敗を、全制御棒全挿入ランプ等により確認した場合には、手動スクラムを実施するとともに、重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉の自動スクラム失敗」を「プラント停止状態（制御棒の挿入状態等）」の確認をすること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「プラント停止（制御棒の挿入状態等）」等であること、その監視項目のための計器が「全制御棒全挿入ランプ」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 1. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作機器</p>	<p>a. 当該手順は、中央制御室での ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作等を行う手順であり、「第 1. 1. 3 図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」、「第 1. 1. 6 図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」*等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>※ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作、原子炉手動スクラム及び原子炉モードスイッチ「停止」の操作は、EOP「スクラム」で実施するだけでなく、ATWS の発生を確認し、EOP「反応度制御」に移行してからも実施する。スクラムテストスイッチ及び原子炉緊急停止系電源スイッチの操作は、EOP「反応度制御」においてのみ実施する。</p> <p>b. この手順では、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作等を、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、1 分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 1. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。</p>

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止を確認し、原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合又は部分台数のみ停止している場合には、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の手動操作により停止していない原子炉冷却材再循環ポンプを停止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.1にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作を実施したにもかかわらず、ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合には、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止の確認の手順に着手するとし、さらに、原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合又は部分台数のみ停止している場合には、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の手動操作により停止していない原子炉冷却材再循環ポンプを停止するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入」を「プラント停止状態（制御棒の挿入状態等）」で確認をすること等により、また、「原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合又は部分台数のみ停止している場合」を「原子炉冷却材再循環ポンプの運転状態」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「プラント停止（制御棒の挿入状態等）」、「原子炉冷却材再循環ポンプの運転状態」等であること、その監視項目のための計器が「全制御棒全挿入ランプ」、「原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態表示灯」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止を「原子炉冷却材再循環ポンプの運転状態」等で確認し、原子炉冷却材再循環ポンプの自動停止機能が作動していない場合又は部分台数のみ停止している場合には、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の手動操作により停止していない原子炉冷却材再循環ポンプを停止する手順で有り、「第1.1.6図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、「原子炉冷却材再循環ポンプの運転状態」等の確認及びATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の手動操作による原子炉冷却材再循環ポンプの停止等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">1分以内</span>に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(3) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】ほう酸水注入

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、ほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界にするものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.1にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、 <u>ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<u>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合には</u>、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施後、<u>不安定な出力振動の発生の有無に関わらずほう酸水注入操作の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<u>ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の抑制を図った場合</u>」を「原子炉冷却材再循環ポンプの運転状態」で確認すること等により、また、「自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作の実施」を「ADS及びSA-ADS起動阻止状態」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉冷却材再循環ポンプの運転状態」、等であること、その監視項目のための計器が「全制御棒全挿入ランプ」、「原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態表示灯」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系の起動等を行う手順であり、「第1.1.6図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系の起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、1分以内に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(4) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.1にて求められている「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、自動減圧系の起動阻止スイッチを重大事故等対処設備としてとして新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉冷却材再循環ポンプのトリップ状況の確認をした後、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉冷却材再循環ポンプのトリップ状況を確認」を、「原子炉冷却材再循環ポンプの運転状態」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉冷却材再循環ポンプの運転状態、等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作機器	<p>a. 当該操作手順は、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する手順であり、「第1.1.6図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室における自動減圧系の起動阻止スイッチの操作を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">1分以内</span>に実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における作業であり、操作スイッチによる遠隔操作であるため、速やかに対応できるとしていることを確認した。

(5) 【自主対策】原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉出力を抑制するものであり、そのための自主対策設備が「第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されされていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順は、ATWSが発生した場合に、「(2) 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段を実施しても、 <u>原子炉出力が基準値以上の場合又は原子炉が隔離状態の場合には、電動駆動原子炉給水ポンプによる給水量の調整等により、レベル1.5以上を維持するように原子炉水位の低下操作の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、 <u>電動駆動原子炉給水ポンプによる給水量の調整等により、レベル1.5以上を維持するように原子炉水位の低下操作</u> を行う手順であり、「第1.1.6 図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、中央制御室からの <u>電動駆動原子炉給水ポンプによる給水量の調整等</u> の開始を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、 <u>1分以内に実施することを確認した。</u>

(6) 【自主対策】制御棒手動挿入(制御棒駆動機構（電動駆動）)

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、ATWSが発生した場合に、ATWSが発生した場合に、手動操作により制御棒を電動駆動で挿入するものであり、そのための自主対策設備が「第1.1.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されされていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順は、ATWSが発生した場合に、「(1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」の対応手段を実施しても、全制御棒全挿入が確認できない場合には、中央制御室からの手動操作により制御棒を電動駆動で挿入する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、中央制御室からの手動操作により制御棒を電動駆動で挿入する手順であり、「第1.1.6 図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、中央制御室からの手動操作による制御棒の挿入操作開始を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、 <u>2分以内に実施することを確認した。</u>

※制御棒手動挿入には、制御棒駆動機構（電動駆動）によるものと制御棒駆動機構（水圧駆動）がある。制御棒駆動機構（水圧駆動）による制御棒手動挿入の操作手順において用いる設備は、水圧原子炉手動スクラム、原子炉モードスイッチ「停止」、スクラムテストスイッチ及び原子炉緊急停止系電源スイッチであり、「(1)代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入」において自主対策設備として位置付けている。

(7) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉運転中におけるフロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第1.1.7図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止すべき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、EOP「スクラム」（原子炉出力）に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である手動スクラムボタンの操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モードスイッチの「停止」位置への切替え操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。</li> <li>b. 手動スクラムボタンの操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モードスイッチの「停止」位置への切替え操作を実施しても発電用原子炉の緊急停止ができない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。EOP「反応度制御」に従い、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧系の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界にするため、ほう酸水注入系を速やかに起動させる。また、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力容器内の水位低下操作を行う。さらに、制御棒挿入により発電用原子炉を未臨界にするため、スクラム弁の開閉状態に合わせた操作により全制御棒挿入操作を行う。</li> </ul>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系機能故障時の手順	手動による制御棒緊急挿入	手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ「停止」	設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系の一部であり、主スクラム回路を自動スクラムと共有しているものの、手動スクラムボタン及び原子炉モードスイッチ「停止」を操作することで制御棒のスクラム動作が可能となる場合があるため、制御棒を緊急挿入する手段となり得る。
	制御棒手動挿入（水圧挿入）	スクラムテストスイッチ	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能であるため、制御棒を挿入する手段となり得る。
		原子炉緊急停止系電源スイッチ	電源断により原子炉緊急停止系の監視及び操作はできなくなるものの、中央制御室に設置してある当該電源スイッチを操作し、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することにより制御棒を緊急挿入する手段となり得る。
	制御棒自動挿入（電動挿入）	制御棒操作監視系及び制御棒駆動機構（電動駆動）	全制御棒全挿入完了までには時間を要するものの、スクラムテストスイッチ又はスクラムソレノイドヒューズの操作完了までの間、若しくはこれらの操作が実施できない場合に、電動駆動で制御棒を挿入する手段となり得る。なお、電動駆動で制御棒を挿入する手段には原子炉スクラム信号又は代替制御棒挿入機能作動信号による制御棒の自動挿入及び制御棒操作監視系にて選択した制御棒の手動挿入がある。
	制御棒手動挿入（電動挿入）		
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	給水制御系及び電動駆動原子炉給水ポンプ	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、常用電源が健全であれば電動駆動原子炉給水ポンプによる原子炉への給水量の調整により原子炉水位を低下できるため、原子炉出力を抑制する手段となり得る。なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水が行われている場合は、これらによる原子炉圧力容器内の水位制御を優先する。	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 及び設置許可基準規則第 4 5 条）

I	要求事項の整理	1. 2-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 2-4
1. 2. 1	対応手段と設備の選定	1. 2-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 2-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 2-5
1. 2. 2	重大事故等時の手順等	1. 2-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 2-10
a.	第 4 5 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 2-10
b.	第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 2-11
(2)	優先順位について	1. 2-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 2-13
1. 2. 2. 1	フロントライン系故障時の手順等	1. 2-16
(1)	高圧代替注水系による原子炉の冷却	1. 2-16
a.	【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水	1. 2-16
b.	【技術的能力】高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水	1. 2-17
(2)	優先順位	1. 2-18
1. 2. 2. 2	サポート系故障時の手順等	1. 2-19
(1)	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水	1. 2-19
a.	【技術的能力】原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水	1. 2-19
b.	【技術的能力】可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1. 2-20
c.	【技術的能力】代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1. 2-21
d.	【自主対策】直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	1. 2-21
(2)	優先順位	1. 2-22
1. 2. 2. 3	監視及び制御	1. 2-22
(1)	【技術的能力】原子炉水位の推定	1. 2-22
(2)	【技術的能力】原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況の確認	1. 2-23
(3)	【技術的能力】原子炉水位の制御	1. 2-23
1. 2. 2. 4	復旧に係る手順等	1. 2-24
1. 2. 2. 5	重大事故等の進展抑制に係る手順等	1. 2-25
(1)	【技術的能力】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	1. 2-25
(2)	【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）	1. 2-26
(3)	【自主対策】制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	1. 2-26
(4)	【自主対策】高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	1. 2-27
(5)	優先順位	1. 2-28

## I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

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

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

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

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

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

- ・第45条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 2項（以下「第45条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.2.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第45条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を設置しており、これらの設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していることから、「第45条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第45条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備設備<sup>※1</sup>を選定しており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第45条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第1.2.1図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系の故障として、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障を想定すること、サポート系の故障として全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失を想定することを確認した。</p> <p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.2.1図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第45条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>(選定された重大事故対処設備整備及び手順等)</p> <p>第45条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 現場での人力による弁の操作により、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系を起動・運転継続するための設備及び手順等</p> <p>② 計測設備により監視及び制御するための手順等</p> <p>a. 原子炉水位を監視又は推定するための手順等 (※)</p> <p>(※) 監視又は推定するための手順等については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」において整理。</p> <p>b. 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況を確認するための手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>c. 原子炉水位の制御のための手順等</p> <p>③ 原子炉隔離時冷却系を起動及び運転継続するための可搬型直流電源設備、代替交流電源設備等の設備及び手順等（※）                      （※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>④ 原子炉圧力容器へほう酸水を注入するための設備及び手順等</p> <p>また、第45条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 中央制御室からの起動による原子炉圧力容器への注水のための高圧代替注水系等の設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第45条等」で求められている手順		確認結果(柏崎刈羽6、7)
規制要求事項		
<p>【設備（配備）】※1 【設備（措置）】※2</p> <p>第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>		<p>第45条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>a) 及びb)</p> <p>高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作可能な設計とする。そのため、現場での人力による弁の操作により、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続が可能となることから、『(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く』を適用し、(1)a)の要求事項に対する対応を不要とし、可搬型重大事故防止設備を整備しない。</p>

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

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

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

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 2

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下の通りであることを確認した。

「高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水」

1.2.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第45条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第45条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.2.2.1 以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                      第45条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、原子炉隔離時冷却系ポンプ（現場手動操作）及び復水貯蔵 槽を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプ（現場手動操作）を重大事故等対処設備 として新たに整備するとともに、復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入。そのために、第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備 するとともに、ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着 手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の 判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラ メータ等については、「表1.2.2 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水」のための手順 給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 （レベル3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による 高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、現場での高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の手動開操作等 を計5名により、約40分で実施する。</p> <p>b. 「原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉圧力容器への注水」のための手順 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起 動できない場合であって、高圧代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 （レベル3）以上に維持できない場合には、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の手順に着手する。この手順では、現場での原子炉 隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系タービン止め弁の手動開操作等を計5名により、約90分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>c. 「<b>「ほう酸水注入系による重大事故等の進展抑制」</b>」のための手順  <b>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の手順に着手する。この手順では、現場及び中央制御室におけるほう酸水注入系ポンプ起動、運転状況の確認等を計4名により、約20分で実施する。</b></p> <p>③作業環境等  <b>a) 手順を設定して明確化していること、b) 人力による原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧代替注水ポンプの起動の手順等について、弁の手動操作、ポンプの流量制御の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 弁の手動操作、ポンプの流量制御等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</b></p>

**b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等**

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                      有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を冷却するため、以下の対策とそのため                      の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. <b>高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける。</b></p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等                      1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、以下の手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「表1.2.2 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「中央制御室からの高圧代替注水ポンプの起動（高圧注水系機能喪失時）」のための手順  <b>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧代替注水系起動の手順に着手する。この手順では、中央制御室での高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の開操作等を計2名により、15分以内で実施する。</b></p> <p>③作業環境等  <b>a) 手順の判断基準が明確であること、b) 原子炉圧力容器への注水の手順等について、高圧代替注水系ポンプの起動の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</b></p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に発電用原子炉を冷却するための機能について、フロントライン系故障時、サポート系故障時及び重大事故等の進展抑制のそれぞれの対策について、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.2.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備設備が示されていること、自主対策設備設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、その機能を構成するサポート系の機能を回復するため、監視及び制御を行うため並びに重大事故等の進展を抑制するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>(1) サポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備及び②主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備を用いた主な手順として、代替電源設備からの給電による原子炉隔離時冷却系の復旧に関する手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理していることを確認した。</p> <p>(2) 重大事故等の進展抑制のための自主対策設備及び手順等 重大事故等の進展抑制のための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.2.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 重大事故等の進展を抑制するための設備（表2「自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水」のための手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、制御棒駆動水ポンプ起動、運転状況の確認等を計2名により、約20分で実施する。</p> <p>b. 「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」のための手順 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、継続注水が必要と判断した場合には、復水補給水系等を水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンク又は、ほう酸水注入系テストタンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）の手順に着手する。この手順では、ほう酸水注入系貯蔵タンクを用いた原子炉注水を行う場合、ほう酸水注入系ポンプ起動、ホースの接続、系統の構成等を計6名により、約65分で実施する。</p> <p>c. 「高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水」のための手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電が可能となった場合には、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水の手順に着手する。この手順では、高圧炉心注水系ポンプの中央制御室からの遠隔操作等を計2名により、約25分で実施する。</p> <p>（3）「監視及び制御」のための設備及び手順等                      ①対策と設備及び②主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>監視及び制御を行うための設備を用いた主な手順等として、原子炉水位（狭帯域）、復水貯蔵槽水位、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器に関する手順等については、「1.15 計装設備及びその手順等」において整理していることを確認した。</p>

○個別手順の確認

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

1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 高圧代替注水系による原子炉の冷却

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、高圧代替注水系を中央制御室から起動し、復水貯蔵槽を水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</b> ことを確認した。 （※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <b>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、中央制御室からの高圧代替注水系起動の手順に着手する</b> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「 <b>原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</b> 」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室での高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の開操作等を行う手順であり、「第1.2.5図 高圧代替注水系起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. <b>この手順では、中央制御室での高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の開操作等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施した場合、15分以内で実施する</b> としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

b. 【技術的能力】 高圧代替注水系の現場操作による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、高圧代替注水系を現場における弁の手動操作にて起動し、復水貯蔵槽を水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1（1） b） i）現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順、計測機器及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1. 2. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>高圧代替注水系ポンプ</b> （現場手動操作）を <b>重大事故等対処設備</b> として新たに整備するとともに、 <b>復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. <b>給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合には、現場手動操作による高圧代替注水系起動のための手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合</b>」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 2. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、現場での高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の手動開操作等を行う手順であり、「第 1. 2. 6 図 高圧代替注水系現場起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、現場での高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の手動開操作等を、1 ユニット当たり中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 4 名にて作業を実施した場合、約 40 分で実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 2. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。  <b>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1. 2. 3-1 において、以下のとおり示されている。</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</b></li> <li>・ <b>作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携する。操作は、汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</b></li> </ul>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.2.18 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>b. 中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</li> </ul>

1.2.2.2 サポート系故障時の手順等

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

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、原子炉隔離時冷却系を現場における弁の手動操作にて起動し、復水貯蔵槽を水源として原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「解釈1(1)b)i)現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う手順等（手順、計測機器及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>原子炉隔離時冷却系ポンプ（現場手動操作）及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. <b>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合であって、高圧代替注水系が現場起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合には、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動のための手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合</b>」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、現場での原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系タービン止め弁の手動開操作等を行う手順であり、「第1.2.9図 原子炉隔離時冷却系現場起動及び冷却水排水処理 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、現場での原子炉隔離時冷却系注入弁及び原子炉隔離時冷却系タービン止め弁の手動開操作等を、1ユニット当たり中央制御室運転員1名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、約90分で実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.2.3-2において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</b></li> <li>・ <b>作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携する。直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとポンプ室内に蒸気が漏えいするため、入室は起動時のみとし、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）の装着により操作を可能とする。</b></li> </ul>

b. 【技術的能力】可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、可搬型直流電源設備より原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <u>可搬型直流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</u> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	a. 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合であって、代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合には、可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「電源」等を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「直流125V 主母線盤A 電圧」、「直流125V 充電器盤A-2 蓄電池電圧」、「AM 用直流125V 充電器盤蓄電池電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	必要な人員等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。

c. 【技術的能力】代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 2にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>第一ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合であって、第一ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備（電源車）が使用可能な場合には、第一ガスタービン発電機等による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的に示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「電源」等を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「直流125V 主母線盤A 電圧」、「直流125V 充電器盤A-2 蓄電池電圧」、「AM 用直流125V 充電器盤蓄電池電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	必要な人員等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。

d. 【自主対策】直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、直流給電車より原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を供給することによって、原子炉圧力容器への注水を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により直流電源を確保できない場合には、直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電のための手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的に示されていることを確認した。</p> <p>b. 及び c. 操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>①抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.2.16 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>○全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応</p> <p>a. 全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>b. 中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>c. いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>○全交流動力電源のみ喪失した場合</p> <p>a. 全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を受電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>b. 代替交流電源設備による給電ができない場合は、可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>c. 代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備による給電ができない場合は、直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。</p>

1.2.2.3 監視及び制御

(1) 【技術的能力】原子炉水位の推定

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1. 2 にて求められている「解釈 1 (1) c) i) 原子炉水位を推定する手順等」として、原子炉水位計（広帯域、燃料域、SA）、原子炉圧力計（通常、SA）等により、原子炉水位を監視し、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備するとしていることを確認した。また、監視機能が喪失した場合の手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(2) 【技術的能力】原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の作動状況の確認

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

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

(3) 【技術的能力】原子炉水位の制御

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

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

## 1.2.2.4 復旧に係る手順等

## 確認結果（柏崎刈羽6、7）

## (1) 手順着手の判断等

重大事故等防止技術的能力基準1.2にて求められている「解釈1(2)復旧」に係る手順が、「1.2.2.2(1) b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」及び「1.2.2.2(1) c. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電」として整備されていることを確認した。また、上記に加えて自主対策として「1.2.2.2(1) d. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電」を整備することを確認した。対応する手順着手の判断基準等については、前述のとおり。

1.2.2.5 重大事故等の進展抑制に係る手順等

(1) 【技術的能力】 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等の進展抑制のため、ほう酸水注入系タンクを水源としてほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器へのほう酸水注入を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 2にて求められている「解釈1（3）重大事故等の進展抑制 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等」に係る手段である。そのための重大事故等対処設備は、「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. <b>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入の順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</b>」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	<p>a. 当該手順は、ほう酸水注入系による原子炉注水による進展抑制のために<b>現場及び中央制御室におけるほう酸水注入系ポンプ起動、運転状況の確認等</b>を行う手順であり、「第1.2.11図 ほう酸水注入系による原子炉注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、現場及び中央制御室におけるほう酸水注入系ポンプ起動、運転状況の確認等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、約20分で実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>弁の手動操作、ポンプの流量調整等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.2.3-4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</b></li> <li>・ <b>作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携する。操作は、汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</b></li> </ul>

(2) 【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、ほう酸水注入系による進展抑制を行っている場合であって、継続注水が必要と判断した場合に、復水補給水系等を水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンク又は、ほう酸水注入系テストタンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合であって、継続注水が必要と判断した場合には、復水補給水系等を水源として、ほう酸水注入系貯蔵タンク又は、ほう酸水注入系テストタンクに補給を行い、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）の手順に着手する」としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、1.2.2.1(2) a. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に引き続き、継続注水を行う手順であり、「第1.2.11図 ほう酸水注入系による原子炉注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順は、ほう酸水注入系ポンプ起動、ホースの接続、系統の構成等をそれぞれ以下のとおり実施するとしていることを確認した。</p> <p>a) 復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンクに補給し、原子炉圧力容器へ継続注水する場合、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名により、約65分で実施する。</p> <p>b) 復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉圧力容器へ継続注水する場合、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名により、約75分で実施する。</p>

(3) 【自主対策】制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の進展抑制のために、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源として制御棒駆動系を用いて原子炉圧力容器への注水を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第1.2.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であって、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合には、制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、制御棒駆動水ポンプ起動、運転状況の確認等を行う手順であり、「第1.2.13図 制御棒駆動系による原子炉注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、制御棒駆動水ポンプ起動、運転状況の確認等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、約20分で実施する」としていることを確認した。</p>

(4) 【自主対策】高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の進展抑制のために、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し、原子炉圧力容器へ注水を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第1.2.1図 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. <u>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、常設代替交流電源設備による非常用高圧母線への給電が可能となった場合には、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水の手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該手順は、高圧炉心注水系ポンプの中央制御室からの遠隔操作等を行う手順であり、「第1.2.15図 高圧炉心注水系緊急注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. <u>この手順では、高圧炉心注水系ポンプの中央制御室からの遠隔操作等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、約25分で実施する</u>としていることを確認した。</p>

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等の進展抑制時の対応手順の選択について、「第 1.2.16 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、常設代替交流電源設備等により非常用高圧母線の電源を確保し、高圧炉心注水系が健全であれば、高圧炉心注水系を冷却水がない状態で一定時間運転（緊急注水）することで重大事故等の進展を抑制する。</p> <p>b. 高圧炉心注水系が使用できない場合は、原子炉補機冷却系により冷却水を確保できれば制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>c. 原子炉補機冷却系により冷却水を確保できない場合、又は常設代替交流電源等により非常用高圧母線の電源が確保できず、可搬型代替交流電源設備により電源を確保した場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水を実施する。 制御棒駆動系及びほう酸水注入系は発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。 なお、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する際の水源は、通常時の補給にて使用する純水補給水系が使用できない場合は、復水補給水系又は消火系から補給する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
機能回復 サポート系	直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	直流給電車	給電開始までに時間を要するが、給電が可能であれば原子炉隔離時冷却系の運転に必要な直流電源を確保できることから、発電用原子炉を冷却するための直流電源を確保する手段となり得る。
重大事故等の進展抑制時の対応	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水（継続注水）	ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、ほう酸水注入系貯蔵タンクへの補給ラインにおいて、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、復水補給水系等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク等に補給することができれば、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
	制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水ポンプ	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
	高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ	モータ冷却水なしでの運転となるため運転時間に制限があり、十分な期間の運転継続は困難なものの、原子炉への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合には、原子炉圧力容器内の減圧及び原子炉が低圧時に原子炉を冷却する手段が整うまでの期間、重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
監視及び制御	高圧代替注水系（中央制御室起動時）	原子炉水位（狭帯域）、復水貯蔵槽水位	高圧代替注水系の操作盤は中央制御室裏盤に設置されており、高圧代替注水系を中央制御室裏盤から起動した際は、中央制御室表盤に設置されている原子炉水位（狭帯域）及び復水貯蔵槽水位は監視に適さないが、複数の計器で監視する手段としては有効である。なお、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器は、中央制御室での監視はできないため重大事故等対処設備としては位置付けていないが、耐震性は有しており、現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の監視及び制御を行う手段となり得る。
	高圧代替注水系（現場起動時）	原子炉水位（狭帯域）、可搬式原子炉水位計、高圧代替注水系ポンプ吐出圧力、高圧代替注水系タービン入口圧力、高圧代替注水系タービン排気圧力、高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	
	原子炉隔離時冷却系（現場起動時）	原子炉水位（狭帯域）、可搬式原子炉水位計、原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力、可搬型回転計	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 及び設置許可基準規則第 4 6 条）

I	要求事項の整理	1. 3-3
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 3-5
1. 3. 1	対応手段と設備の選定	1. 3-5
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1. 3-5
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1. 3-6
1. 3. 2	重大事故等時の手順等	1. 3-10
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1. 3-10
	a. 第 4 6 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 3-10
	b. 第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 3-13
	(2) 優先順位について	1. 3-13
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1. 3-14
1. 3. 2. 1	フロントライン系故障時の手順等	1. 3-18
	(1) 代替減圧	1. 3-18
	a. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】 減圧の自動化	1. 3-18
	b. 【技術的能力】 逃がし安全弁の手動操作による減圧	1. 3-19
	c. 【自主対策】 タービンバイパス弁の手動操作による減圧	1. 3-20
	(2) 優先順位	1. 3-21
1. 3. 2. 2	サポート系故障時の手順等	1. 3-22
	(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧	1. 3-22
	a. 【技術的能力】 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放	1. 3-22
	b. 【技術的能力】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放	1. 3-23
	c. 【自主対策】 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放	1. 3-24
	(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧	1. 3-25
	a. 【技術的能力】 高圧窒素ガスポンペによる逃がし安全弁駆動源確保	1. 3-25
	(3) 復旧	1. 3-26
	a. 【技術的能力】 代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧	1. 3-26
	b. 【技術的能力】 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧	1. 3-27
	(4) 優先順位	1. 3-28
1. 3. 2. 3	炉心損傷時の手順	1. 3-29
	(1) 原子炉格納容器破損を防止するための手順	1. 3-29
	a. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	1. 3-29
1. 3. 2. 4	インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順	1. 3-30
	(1) EOP「原子炉建屋制御」	1. 3-30
	a. 【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】 漏えい箇所の隔離及び逃がし安全弁による減圧	1. 3-30
	b. 【自主対策】 タービンバイパス弁の手動操作による減圧	1. 3-31

(2) 優先順位 ..... 1.3-32

## I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

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

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

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

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

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

- ・第46条及び重大事故等防止技術的能力基準1.3項（以下「第46条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.3.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第46条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要であり、発電用原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置しており、この設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していることから、「第46条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第46条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定しており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第46条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「図 1.3.1 機能喪失原因対策分析」）を踏まえ、フロントライン系の故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、逃がし安全弁作動窒素ガス喪失、全交流動力電源喪失、常設直流電源系統及び常設直流電源喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「図 1.3.1 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第46条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>(選定された重大事故対処設備整備及び手順等)</p> <p>第46条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>①逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁を作動させるための代替自動減圧ロジック等の設備</p> <p>②常設直流電源系統喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備（電源車）、AM 用切替装置(SRV)、逃がし安全弁用可搬型蓄電池等の設備及び手順等*</p> <p>※ 代替電源（逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び AM 用切替装置(SRV)を除く）に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>③逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための高圧窒素ガスポンプ等の設備及び手順等</p> <p>④常設直流電源喪失時において、逃がし安全弁の機能を回復するための可搬型直流電源設備（電源車）、第一ガスタービン発電機等の設備及び手順等</p> <p>⑤インターフェイスシステム LOCA 発生時において、損傷箇所を隔離するための高圧炉心注水系注入隔離弁等の設備及び手順等。また、損傷箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁及び手順等</p> <p>⑥炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁及び手順等</p> <p>また、有効性評価（第37条）（※）において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において発電用原子炉を減圧するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>(※) 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧注水・減圧機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」について</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>の有効性評価並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」をいう。</p> <p>①逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の自動減圧機能喪失時において、逃がし安全弁を作動させるための代替自動減圧ロジック等の設備</p> <p>②インターフェイスシステムLOCA発生時において、漏えい箇所を隔離するための高圧炉心注水系注入隔離弁等の設備及び手順等。また、漏えい箇所の隔離ができない場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うための逃がし安全弁及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第46条等」で求められている手順	
要求概要	確認結果
<p>【設備（配備）】※1</p>	<p>第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) ロジックの追加</p> <p>a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p> <p>(2) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>
<p>【技術的能力】※2</p>	<p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p>

	<p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	<p>a) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失時においても、逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放のための手順等</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。</p> <p>なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を確保する。</p> <p>○ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放のための手順等</p> <p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源が喪失した場合、逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。</p> <p>b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <p>減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 高圧窒素ガス供給系（非常用）による作動窒素ガス確保のための手順等</p> <p>不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を高圧窒素ガスポンペに切り替えて逃がし安全弁の駆動源を確保する。</p> <p>また、高圧窒素ガスポンペから供給している期間において、高圧窒素ガス供給系出口のポンペ圧力が低下した場合、高圧窒素ガスポンペ（待機側）へ切り替え、使用済みの高圧窒素ガスポンペを予備の高圧窒素ガスポンペと取り替える。</p> <p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 代替直流電源設備による復旧</p> <p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>○ 代替交流電源設備による復旧</p>
--	--	--

	<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)</p> <p>a) SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p> <p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</p> <p>a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	<p>常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。</p> <p>(3)</p> <p>a) 当該申請号炉は BWR であるため該当しない。</p> <p>(4)</p> <p>a) ISLOCA 発生時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい箇所の隔離等が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 漏えい箇所の隔離及び逃がし安全弁による減圧 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい箇所を隔離（中央制御室からの遠隔隔離）することで原子炉冷却材の漏えいを抑制し、また、漏えい箇所の特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁による減圧により、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行う。</p>
--	---	---

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

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.3

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「減圧の自動化」、「インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順」、「炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止するための手順」

1.3.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第46条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第46条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認 する。</p>	<p>第46条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.3.2.1 以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第46条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 代替自動減圧ロジックを用いて逃がし安全弁を作動させることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、代替自動減 圧ロジック（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として 位置付ける。</p> <p>b. 可搬型重大事故防止設備等を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、可搬型直流電源設備（電源車）、AM 用切替装 置(SRV)、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び高圧窒素ガスポンペを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁 を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 代替電源による復旧。そのために、可搬型直流電源設備（電源車）及び第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに 整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. インターフェイスシステムLOCA発生時における漏えい箇所の隔離。そのために、高圧炉心注水系注入隔離弁及び原子炉建屋ブローア ウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける。漏えい箇所の隔離ができない場合の原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。その ために、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>e. 原子炉格納容器高圧時に逃がし安全弁を確実に動作させるための背圧対策。そのために、高圧窒素ガスポンペを重大事故等対処設備 として新たに整備する。</p> <p>f. 炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子 炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧。そのために、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置 付ける。</p> <p>なお、代替電源（逃がし安全弁用可搬型蓄電池及びAM 用切替装置(SRV)を除く）に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及 び電源の確保に関する手順等」において整理している。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「逃がし安全弁の手動操作による減圧」</p> <p>逃がし安全弁の自動減圧機能のみが喪失し、逃がし弁機能が正常な場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。</p> <p>（ア）原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用できない場合</p> <p>（イ）急速減圧の場合であって、低圧注水系1系以上、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は代替注水系2系以上の起動（※1）により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合</p> <p>（ウ）炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系（※2）以上が使用可能である場合、又は、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の10%上の位置）に到達した場合（※3）</p> <p>（※1）「低圧注水系1系以上、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は代替注水系2系以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち1系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上起動、又は低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち2系以上起動することをいう。なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系のみでの起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。（以降も同様）</p> <p>（※2）「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか1系をいう。（以降も同様）</p> <p>（※3）当該条件により、「手動による原子炉減圧」の手順に着手することで、格納容器破損防止対策のうち「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対策（上記1）f.の対策に該当）を行う。</p> <p>この手順では、逃がし安全弁の手動開操作等を計1名により、1分以内で実施する。</p> <p>b. 「可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放」</p> <p>常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、可搬型直流電源設備（電源車）による逃がし安全弁の開放の手順に着手する。</p> <p>（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p>i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系1系以上又は代替注水系2台以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p>ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系以上が使用可能である場合、又は、原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の10%上の位置）に到達した場合</p> <p>（イ）逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合</p> <p>（ウ）逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源が常設代替直流電源設備より給電が可能な場合</p> <p>この手順では、弁操作、系統の構成等を計6名により、約35分で実施する。</p> <p>c. 「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放」</p> <p>常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を遠隔操作できず、かつ、常設代替直流電源が使用で</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>きない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁の開放の手順に着手する。</p> <p>（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p>i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系1系以上又は代替注水系2系以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p>ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系以上が使用可能である場合、又は、原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の10%上の位置）に到達した場合</p> <p>（イ）逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスが確保されている場合</p> <p>この手順では、弁操作、系統の構成等を計6名により、約55分で実施する。</p> <p>d. 「高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保」</p> <p>逃がし安全弁の駆動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報が発生した場合には、不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替（高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保）の手順に着手する。この手順では、高圧窒素ガス供給系への切替操作等を計4名により、約20分で実施する。</p> <p>e. 「漏えい箇所の隔離及び逃し安全弁による減圧」</p> <p>非常用炉心冷却系出口配管の圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁による急速減圧を行う。この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁による急速減圧等を以下のとおり実施する。</p> <p>（ア）中央制御室からの隔離操作を行う場合、計2名により、15分以内</p> <p>（イ）遠隔操作による隔離ができない場合の現場での隔離操作を行う場合、計6名により、約240分</p> <p>1) a. 原子炉圧力容器の減圧の自動化及び 1) e. 逃がし安全弁の背圧対策は、いずれも運転員等による操作が不要な対策であることを確認した。</p> <p>なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件及び当該環境においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、駆動用の窒素ポンベ（高圧窒素ガスポンベ）から供給される駆動用窒素の設定圧力について、想定される原子炉格納容器内の圧力に対し十分な余裕を考慮して設定が可能とすることにより確実に操作できる設計とすることを確認した。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、 b) 必要な通信連絡設備を確保していること、 c) 高圧窒素ガスポンベの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認す る。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 及び 2) 手順の方針</p> <p>有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために、代替自動減圧ロジックにより逃がし安全弁を作動さ せることによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧、インターフェイスシステムLOCA発生時の漏えい箇所の隔離及び原子炉冷却材圧力バ ウンダリの減圧並びに高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するための原子炉冷却材圧力バウン ダリの減圧を必要な対策としている。これらの対策は、a. 1) a.、d. 及びf. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じであり、 これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項 （手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着 手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の 判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしているこ と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認 する。</p>	

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な 要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になってい ることを確認する。</p>	<p>フロントライン系故障時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順及びサポート系故障時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧す る手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.3.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>(BWRの場合)</p> <p>自主対策として、逃がし安全弁の耐環境性向上対策への取組を行っている場合、その内容を確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備並びにインターフェイスシステムLOCAが発生した場合に対応するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するフロントライン系の機能を回復させる設備</u>（表2「自主対策における自主対策設備」参照）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等 a. 「タービンバイパス弁の手動操作による減圧」 <u>主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービンバイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する。</u> ① <u>原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合</u> ② <u>急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合</u> <u>この手順では、タービンバイパス弁の手動開操作等を1名により、1分以内で実施する</u>としている。</p>
	<p>(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等 サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な確認結果については、1.3.2.1以降に示す。 なお、「代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧」（直流給電車を使用する場合）及び「代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧」（第二代替交流電源設備を使用する場合）に係る設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理するとしていることを確認した。</p> <p>① 対策と設備 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能を構成するサポート系の機能を回復させるための設備</u>（表2「自主対策における自主対策設備」参照）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等 a. 「代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放」</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を中央制御室から遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の手順に着手する。</p> <p>① 低圧注水系1系以上又は代替注水系2系以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p>② 逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用窒素ガスが確保されている場合</p> <p>この手順では、現場での系統の構成、弁の操作等を、計6名により、約40分で実施するとしている。</p> <p>なお、補足説明資料において、申請者は、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることを示す*とともに、合わせて、逃がし安全弁の耐環境性向上対策に継続的に取り組むとの方針を示している。</p> <p>* 逃がし安全弁の開保持機能の維持については、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において整理している。</p> <p>逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組の具体的な内容については、有効性評価（補足説明資料）「43. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁（SRV）の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて」において、以下のとおり示されている。</p> <p>&lt;逃がし安全弁用電磁弁の改良&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁の補助作動装置（逃がし安全弁用電磁弁）について、駆動用の高圧窒素ガスを供給する際の流路のパウンダリのシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良エチレンプロピレンゴム材に変更する方針である。</li> <li>・ 変更後の高温蒸気環境下におけるシール性能については、蒸気暴露試験により確認を行っている。</li> </ul> <p>&lt;逃がし安全弁シリンダー部の改良&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁本体のシリンダー部について、ピストンの動作に影響のないシール部のリングを改良エチレンプロピレンゴム材に変更するとともに、全開状態を保持した場合の駆動用の窒素ガスの漏えいを防止するため、従来材を使用するシール部に追加して、新たに改良エチレンプロピレンゴム材を用いたシール部（バックシートリング）を設置する方針である。</li> <li>・ 対策後の改良シリンダーについては、高温蒸気環境下における健全性確認試験を実施しており、動作に影響がないこと等の確認を行っている。</li> <li>・ シリンダー部の改良については、耐環境性の設計目標として格納容器の限界温度・限界圧力に耐えることを目指す設計とするとともに、今後信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定としている。</li> </ul>
	<p>(3) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応のための設備及び手順等</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時の対応のための設備及び手順等についての主な確認結果について以下のとおり。具体的な確認結果については、1.3.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備</p> <p>申請者は、インターフェイスシステムLOCA発生時の対応のための設備（表2「自主対策における自主対策設備」参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「タービンバイパス弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧」</p> <p>非常用炉心冷却系出口配管の圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの隔離操作を実施できない場合であって、復水器が使用可能な場合には、逃がし安全弁に加えてタービンバイパス弁を用いた減圧の手順に着手する。この手順では、漏えい隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁による急速減圧等を以下のとおり実施するとしている。</p> <p>① 中央制御室からの隔離操作の場合、計2名により、15分以内</p> <p>② 遠隔操作による隔離ができず、現場で隔離操作を行う場合、計6名により、約240分</p>

○個別手順の確認

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

1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 代替減圧

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】減圧の自動化

確認結果（柏崎刈羽6、7）

当該手順は、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合であって、かつ、原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により逃がし安全弁を作動させることにより、発電用原子炉を自動で減圧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための重大事故等対処設備が「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。なお、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による減圧は自動で行うものであり、本件に係る手順は不要であることを確認した。

（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧注水・減圧機能喪失」をいう。

b. 【技術的能力】 逃がし安全弁の手動操作による減圧

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備が有する逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合であって、かつ、逃がし弁機能が正常な場合に、中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に係る手段である。このための設備は、「第 1. 3. 1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準          b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 逃がし安全弁の自動減圧機能のみが喪失し、逃がし弁機能が正常な場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からの逃がし安全弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 (ア) 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用できない場合 (イ) 急速減圧の場合であって、低圧注水系 1 系以上、低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上又は代替注水系 2 系以上の起動(※1)により原子炉圧力容器への注水手段が確保された場合 (ウ) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系(※2)以上が使用可能である場合、又は、原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の 10%上の位置）に到達した場合 (※1) 「低圧注水系 1 系以上、低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上又は代替注水系 2 系以上の起動」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び給水・復水系のうち 1 系以上起動すること、また、それができない場合は低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上起動、又は低圧代替注水系（常設）、消火系及び低圧代替注水系（可搬型）のうち 2 系以上起動することをいう。なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみの起動であっても発電用原子炉の減圧を行う。（以降も同様） (※2) 「低圧注水系 1 系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、給水・復水系、低圧代替注水系（常設）、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）のいずれか 1 系をいう。（以降も同様）  b. 上記 a. の判断基準を「補機監視機能」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準における監視項目が「補機監視機能」等であること、その監視項目のための計器が「高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力」、「原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力」、「残留熱除去系ポンプ吐出圧力」、「復水器内圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1. 3. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室において逃がし安全弁の手動開操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順は、逃がし安全弁の手動開操作等を、中央制御室運転員 1 名により、1 分以内で実施することを確認した。また、有効性評価（第 37 条）と整合していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1. 3. 2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順対応は、現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順であることを確認した。

c. 【自主対策】タービンバイパス弁の手動操作による減圧

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、復水器の真空状態が維持できている場合に、中央制御室からの手動操作によりタービンバイパス弁を開操作し減圧を行うものである。そのための自主対策設備が、「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できている場合であって、以下の条件のいずれかが成立した場合には、中央制御室からのタービンバイパス弁を用いた手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の手順に着手する</span>としていることから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p style="margin-left: 20px;">① <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合であって、復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合</span></p> <p style="margin-left: 20px;">② <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">急速減圧の場合であって、逃がし安全弁が使用できず、復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合</span></p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該手順は、中央制御室でのタービンバイパス弁の手動開操作等を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. 当該手順は、<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">タービンバイパス弁の手動開操作等を、中央制御室運転員1名により、1分以内で実施する</span>ことを確認した。</p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1.3.16 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化していることを確認した。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリの自動減圧機能が喪失している場合の対応手順について、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、低圧注水系、低圧代替注水系（常設）又は代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧する。</li> <li>b. 復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。</li> <li>c. 原子炉水位低（レベル1）到達 10 分後及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合は、代替自動減圧機能が自動で作動し発電用原子炉を減圧する。</li> </ul>

1.3.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 【技術的能力】可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して減圧を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（1）可搬型重大事故防止設備 a）」に係る手段である。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保する。そのための設備は、「第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型直流電源設備（電源車）及び AM 用切替装置 (SRV) を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、可搬型直流電源設備（電源車）による逃がし安全弁の開放の順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 (ア) 以下の条件のいずれかが成立した場合 i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系 1 系以上、低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台以上又は代替注水系 2 系以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合 ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系 1 系以上が使用可能である場合、又は、原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の 10% 上の位置）に到達した場合 (イ) 逃がし安全弁の作動用の窒素ガスが確保されている場合 (ウ) 逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源が常設代替直流電源設備より給電が可能な場合 b. 上記 a. の判断基準を「電源」及び「補機監視機能」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」及び「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「直流 125V 主母線盤電圧」、「直流 125V 充電器盤 A-2 電圧」、「高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力」、「高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力」、「残留熱除去系ポンプ吐出圧力」、「復水移送ポンプ吐出圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	a. 当該手順は、AM 用切替装置 (SRV) の操作、逃がし安全弁の手動開操作等を行う手順であり、「図 1.3.6 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。なお、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備による電源確保に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。 b. 当該手順は、AM 用切替装置 (SRV) の操作、逃がし安全弁の手動開操作等を、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 4 名により、約 35 分で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
c. 作業環境	<p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。                      具体的には、操作の成立性について、添付資料1.3.3-1において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携する。非管理区域における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては、汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</li> </ul>

b. 【技術的能力】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放して減圧を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「解釈1（1）可搬型重大事故防止設備 a）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 常設直流電源系統喪失により中央制御室から逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を遠隔操作できず、かつ、常設代替直流電源が使用できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁の開放の手順に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p style="margin-left: 20px;">（ア）以下の条件のいずれかが成立した場合</p> <p style="margin-left: 40px;">i) 炉心損傷前の減圧の場合であって、低圧注水系1系以上、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は代替注水系2系以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</p> <p style="margin-left: 40px;">ii) 炉心損傷後の減圧の場合であって、高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系以上が使用可能である場合、又は、原子炉水位が規定水位（燃料有効部の下端から燃料有効長の10%上の位置）に到達した場合</p> <p style="margin-left: 20px;">（イ）逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスが確保されている場合</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「電源」及び「補機監視機能」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」及び「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「直流125V主母線盤電圧」、「直流125V充電器盤A-2電圧」、「高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力」、「高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンプ出口圧力」、「残留熱除去系ポンプ吐出圧力」、「復水移送ポンプ吐出圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.3.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順	<p>a. 当該手順は、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続、逃がし安全弁の手動開操作等を行う手順であり、「第1.3.8図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
b. 所要時間等 c. 操作計器	b. 当該手順は、 <u>逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続、逃がし安全弁の手動開操作等を、</u> 1 ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名により、 <u>約55分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.3.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u> を確認した。 c. <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.3.3-2において、以下のとおり示されている。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></li> <li>・ <u>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></li> <li>・ <u>作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携する。非管理区域における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては、汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</u></li> </ul>

c. 【自主対策】代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なしの一部）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、当該逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧するものである。そのための自主対策設備が、「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. <u>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない場合であって、以下の条件の全てが成立した場合には、代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の手順に着手する</u> としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 (ア) <u>低圧注水系1系以上、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は代替注水系2系以上の起動により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合</u> (イ) <u>逃がし安全弁（自動減圧機能なし）作動用窒素ガスが確保されている場合</u> b. 当該手順は、 <u>現場での系統の構成、弁の操作等</u> を行う手順であり、「第1.3.10図 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 c. 当該手順は、 <u>現場での系統の構成、弁の操作等を、</u> 1 ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名により、 <u>約40分以内に実施する</u> としていることを確認した。

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 【技術的能力】 高圧窒素ガスポンプによる逃がし安全弁駆動源確保

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を高圧窒素ガスポンプに切り替えて逃がし安全弁の駆動源を確保する（（ア）不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替）とともに、高圧窒素ガスポンプから供給している期間において、高圧窒素ガス供給系出口のポンプ圧力が低下した場合、高圧窒素ガスポンプ（待機側）へ切り替え、使用済みの高圧窒素ガスポンプを予備の高圧窒素ガスポンプと取り替える（（イ）高圧窒素ガスポンプの切替え及び取替）ものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3にて求められている「解釈 1（1）可搬型重大事故防止設備 b）」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、高圧窒素ガスポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順は、「（ア）不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替」及び「（イ）高圧窒素ガスポンプの切替及び取替」について、それぞれ以下の条件のもと、手順に着手していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（ア）<u>逃がし安全弁の駆動に必要な作動窒素ガスの供給圧力が低下し、高圧窒素ガス供給系ドライウエル入口圧力低警報が発生した場合</u></p> <p>（イ）高圧窒素ガスポンプから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンプ出口圧力低警報が発生した場合</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「補機監視機能」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「高圧窒素ガス供給系 ドライウエル入口圧力低警報」及び「高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力低警報」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、高圧窒素ガスポンプによる逃がし安全弁（自動減圧機能付き）駆動源確保を行う手順であり、「図 1.3.12 高圧窒素ガスポンプによる逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順において、「（ア）不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替」を行う場合は、<u>高圧窒素ガス供給系への切替等を、</u>中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 2 名により、<u>約 20 分で実施する</u>こと、及び、「（イ）高圧窒素ガスポンプの切替及び取替」を行う場合は、高圧窒素ガスポンプの切替及び取替等を、現場運転員計 4 名により、約 60 分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. 高圧<u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.3.3-4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></li> </ul>

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携する。操作においては、放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

(3) 復旧

a. 【技術的能力】代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替直流電源設備（可搬型直流電源設備（電源車））により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型直流電源設備（電源車）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>また、当該手順は、前述の重大事故等対処設備のみで実施可能であるが、これらに加え、直流給電車を当該手順における自主対策設備として位置付けることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「1.14 電源の確保に関する手順等」の「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 常設直流電源喪失により、直流125V主母線(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備（電源車）からの給電が可能な場合には、代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記a.の判断基準を「電源」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「直流125V主母線盤電圧」、「直流125V充電器盤A-2電圧」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.3.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>可搬型直流電源設備（電源車）に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>可搬型直流電源設備（電源車）に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、常設直流電源喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（2）復旧」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>また、当該手順は、前述の重大事故等対処設備のみで実施可能であるが、これらに加え、第二代替交流電源設備を当該手順における自主対策設備として位置付けることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「1.14 電源の確保に関する手順等」の「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、直流 125V 主母線 (A) 系及び (B) 系の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備いずれかの設備からの給電が可能な場合には、代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記 a. の判断基準を「電源」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「直流 125V 主母線盤電圧」、「直流 125V 充電器盤 A-2 電圧」であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>代替交流電源設備に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>代替交流電源設備に係る手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.3.16 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化していることを確認した。</p> <p>サポート系が喪失している場合の対応手順について、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>○常設直流電源系統喪失の場合</p> <p>a. 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、①可搬型直流電源設備（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備を使用）若しくは②逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させるか、又は③代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。（優先順位は①, ②, ③の順）</p> <p>○常設直流電源のみ喪失の場合</p> <p>b. 常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、①可搬型直流電源設備又は②直流給電車により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。（優先順位は①, ②の順）</p> <p>○常設直流電源及び全交流電源の喪失の場合</p> <p>c. 全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、①常設代替交流電源設備、②第二代替交流電源設備又は③可搬型代替交流電源設備により充電器を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。（優先順位は①, ②, ③の順）</p> <p>○逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の場合</p> <p>d. 逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベにより窒素ガスを確保し、逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ窒素ガスの供給圧力を調整している。</p>

1.3.2.3 炉心損傷時の手順

(1) 原子炉格納容器破損を防止するための手順

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「表1.3.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」をいう。</p>
2) 手順等の方針	<p>手順等については、「1.3.2.1(1)b. 【技術的能力】逃がし安全弁の手動操作による減圧」において整備していることを確認した。</p>

1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順

(1) EOP「原子炉建屋制御」

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、インターフェイスシステム LOCA 発生時において、漏えい箇所の隔離（中央制御室からの遠隔操作）を行うとともに、漏えい箇所の隔離（中央制御室からの遠隔操作）ができない場合に、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧することによって、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 3 にて求められている「解釈 1（4）インターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>そのための設備は、「第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、逃がし安全弁、高圧炉心注水系注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 非常用炉心冷却系出口配管の圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇、エリア放射線モニタ指示値の上昇等を示すパラメータの変化及び漏えい関連警報の発生により、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合には、漏えい箇所の隔離の手順に着手する。また、中央制御室からの遠隔隔離を実施できない場合には、逃がし安全弁による急速減圧を行う」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 上記の判断基準を「格納容器バイパスの監視」、「補機監視機能」及び「漏えい関連警報」によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順の判断における監視項目が「漏えい関連警報」等であること、その監視項目のための計器が「RHR ポンプ室床漏えい」、「HPCF ポンプ室床漏えい」及び「RCIC ポンプ室床漏えい」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、インターフェイスシステム LOCA の発生を判断した場合に、原子炉冷却材の損傷箇所の隔離及び逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う手順であり、「図 1.3.15 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、漏えい箇所の隔離操作、必要に応じて、逃がし安全弁による急速減圧等を以下のとおり実施する。</p> <p>（ア）中央制御室からの隔離操作を行う場合、漏えい箇所の隔離操作等を、1 ユニット当たり中央制御室運転員計 2 名により、15 分以内</p> <p>（イ）遠隔操作による隔離ができない場合であって、現場での隔離操作を行う場合、逃がし安全弁による急速減圧、漏えい箇所の隔離操作等を、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）及び現場運転員 4 名により、約 240 分</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.3.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 通信連絡設備による必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. インターフェイスシステム LOCA の発生時の漏えい箇所の隔離等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>具体的には、現場での漏えい箇所の隔離操作の成立性について、添付資料1.3.3-5において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境（温度、湿度、圧力）が改善された状態での作業であり、酸素呼吸器及び耐熱服を確実に装着することにより、操作可能である。</li> </ul> <p>また、添付資料1.3.3-6において、インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積を保守的に想定した場合の現場環境（温度、湿度、圧力、線量）の評価が示されている。</p>

**b. 【自主対策】タービンバイパス弁の手動操作による減圧**

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、インターフェイスシステムLOCA発生時において、漏えい箇所の隔離（中央制御室からの遠隔操作）ができない場合に、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により発電用原子炉を減圧することによって、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.3にて求められている「(4) インターフェイスシステムLOCA (ISLOCA)」に係る手段である。そのための自主対策設備が、「第1.3.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>手順等の方針は、「1.3.2.1 (1)c. 【自主対策】タービンバイパス弁の手動操作による減圧」と同様であることを確認した。</p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>①抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA 発生時の手順について、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. インターフェイスシステム LOCA 発生時には、漏えい箇所の隔離操作（中央制御室からの遠隔操作）を実施する。</p> <p>b. 漏えい箇所の隔離操作（中央制御室からの遠隔操作）に失敗した場合には、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁※により発電用原子炉の急速減圧を行うことにより、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、漏えい箇所の隔離を行う。</p> <p>※ タービンバイパス弁は自主対策設備であり、復水器が使用可能な場合には、逃がし安全弁と合わせて使用する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系機能故障時の手順	タービンバイパス弁の手動操作による減圧	タービンバイパス弁、タービン制御系	炉心損傷前及びインターフェイスシステム LOCA 発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
サポート系機能故障時の手順	代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	代替逃がし安全弁駆動装置	現状の設備では系統の構成（フランジ取り外し、ホース取り付け）を原子炉建屋原子炉区域で実施しなければならず、事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるものの、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。
インターフェイスシステム LOCA 時の手順	タービンバイパス弁の手動操作による減圧	タービンバイパス弁、タービン制御系	炉心損傷前及びインターフェイスシステム LOCA 発生時において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空が維持できていれば、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 4 及び設置許可基準規則第 4 7 条）

I	要求事項の整理	1. 4-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 4-5
1. 4. 1	対応手段と設備の選定	1. 4-5
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 4-5
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 4-6
1. 4. 2	重大事故等時の手順等	1. 4-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 4-10
a.	第 4 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 4-10
b.	第 3 7 条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 4-12
(2)	優先順位について	1. 4-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 4-13
1. 4. 2. 1	発電用原子炉運転中における対応手順	1. 4-16
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1. 4-16
a.	低圧代替注水	1. 4-16
(a)	【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	1. 4-16
(b)	【技術的能力、有効性評価（第 3 7 条）】低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	1. 4-17
(c)	【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水	1. 4-18
b.	優先順位	1. 4-19
(2)	サポート系故障時の手順等	1. 4-20
a.	【技術的能力・有効性評価（第 3 7 条）】残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	1. 4-20
b.	優先順位	1. 4-21
(3)	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順	1. 4-21
a.	低圧代替注水	1. 4-21
(a)	【技術的能力】低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	1. 4-21
(b)	【技術的能力】低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	1. 4-22
(c)	【自主対策】消火系による残存溶融炉心の冷却	1. 4-23
b.	優先順位	1. 4-24
1. 4. 2. 2	発電用原子炉停止中における対応手順	1. 4-25
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1. 4-25
a.	低圧代替注水	1. 4-25
(a)	【技術的能力・有効性評価（第 3 7 条）】低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	1. 4-25
(b)	【技術的能力】低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	1. 4-25
(c)	【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水	1. 4-25
b.	優先順位	1. 4-25
(2)	サポート系故障時の手順等	1. 4-26
a.	【技術的能力・有効性評価（第 3 7 条）】残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	1. 4-26

b. 優先順位 ..... 1.4-27

1.4.2.3 復旧に係る手順 ..... 1.4-27

## I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

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

## II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

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

- ・第47条及び重大事故等防止技術的能力基準1.4項（以下「第47条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.4.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第47条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水モード）を、また、発電用原子炉停止中において、発電用原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。これらの設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定している。</p> <p>また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定している。</p> <p>以上から、「第47条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第47条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定しており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第47条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第 1.4.1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系の故障として、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）の故障を想定すること、サポート系の故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障を想定すること、さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定することを確認した。</p> <p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていること、想定する故障と対応策との関係について、「第 1.4.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第47条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての主な確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第47条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としているとしていることを確認した。</p> <p>① 可搬型重大事故防止設備として低圧代替注水系（可搬型）を用いた原子炉圧力容器への注水（以下、常設重大事故防止設備として低圧代替注水系（常設）を用いた原子炉圧力容器への注水と合わせて、「低圧代替注水」という。）のための可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び手順等。</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）を用いた低圧代替注水のための復水移送ポンプ等の設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のための第一ガスタービン発電機等の設備及び手順等（※）。</p> <p>④ 上記①及び②の設備については、設計基準事故対処設備に対して多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られた設計とする。</p> <p>⑤ 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための設備及び手順等。</p> <p>（※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>また、第47条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）による低圧代替注水のための設備及び手順等。</p> <p>② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱のための設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するために申請者が計画する設備及び手順等が、第47条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第47条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第47条等」で求められている手順		
	規制要求事項	確認結果(柏崎刈羽6、7)
【設備（配備）】※ <sup>1</sup>	<p>第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p>	<p>第47条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>（1）</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を用いた低圧代替注水を行うため、低圧代替注水系（可搬型）を重大事故等対処設備として整備する。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた低圧代替注水を行うため、低圧代替注水系（常設）を重大事故等対処設備として整備する。</p>
【技術的能力】※ <sup>2</sup>	<p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。</p> <p>（2）復旧</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。</p>	<p>（1）</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を以下のとおり整備する。</p> <p>○ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水のための手順等 低圧代替注水系（可搬型）を用いた低圧代替注水を行う。この手順では、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を実施する。</p> <p>（2）</p> <p>a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続が行えるよう、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水のための手順等 常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器への注水を行う。</p>

		<p>○ 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水のための手順等          常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を行う。</p>
--	--	--

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

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

1.4.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第47条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第47条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第47条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は、以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.4.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、第47条等に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 可搬型重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するための常設重大事故防止設備を用いた低圧代替注水。そのために、第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた炉心注水又は原子炉除熱。そのために、第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 炉心の著しい損傷及び溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器に残存する溶融炉心を冷却するための炉心冷却。そのために、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されている。</p> <p>a. 「低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」</p> <p>給水・復水系、非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の手順に着手する。（※）この手順では、残留熱除去系（A）又は（B）の注入配管を使用し、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計10名により、約330分で実施する。</p> <p>（※）低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段は、準備が完了したもののうち、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>b. 「低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水」                  給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合には、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、残留熱除去系(A)又は(B)の注入配管を使用し、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計2名により、12分以内実施する。</p> <p>c. 「残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」                  全交流動力電源喪失時、第一ガスタービン発電機等による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系ポンプの電源が復旧された場合には、原子炉停止中においては残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱、原子炉運転中においては残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を以下のとおり実施する。                  (ア) 原子炉停止中において残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱を行う場合、計6名により、20分以内                  (イ) 原子炉運転中においては残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水を行う場合、計2名により、15分以内                  なお、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理されていることを確認した。</p> <p>d. 「低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却」                  原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇又はドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合には、低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、残留熱除去系(A)又は(B)の注入配管を使用し、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計2名により、12分以内実施する。</p> <p>e. 「低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却」                  原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇又はドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できない場合には、低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、残留熱除去系(A)又は(B)の注入配管を使用し、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計10名により、約330分で実施する。</p> <p>③作業環境等                  上記で選定した手順について、a)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、b)必要な通信連絡設備を確保していること、c)可搬型代替注水ポンプ(A-2級)等の運搬、接続等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.4.2.1以降に示す。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第47条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>1) 対策と設備 及び 2) 手順の方針</p> <p>有効性評価（第37条）において、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するために、低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）による炉心注水並びに残留熱除去系ポンプ電源復旧による炉心注水又は原子炉除熱</u>を行うために必要となる対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p><u>これらの対策は（1）1）a.、b.及びc.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである</u>ことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>発電用原子炉運転中における対応手順及び発電用原子炉運転停止中における対応手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.4.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備等が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するために必要となる重大事故等対処設備及び手順等を整備するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能が喪失した場合に、その機能を構成するフロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備している</u>ことを確認した。</p> <p>(1) フロントライン系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等 フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.4.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 <u>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却する機能を構成するフロントライン系の機能を回復させるための設備</u>（「表2「自主対策における自主対策設備」参照）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「消火系による原子炉圧力容器への注水」 <u>給水・復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等をそれぞれ以下のとおり実施する。</u></p> <p>a. 残留熱除去系（A）又は（B）注入配管使用の場合、計6名により、約30分</p> <p>b. 残留熱除去系（C）注入配管使用の場合、計8名により、約40分</p> <p>c. 高圧炉心注水系（B）又は（C）注入配管使用の場合、計8名により、約30分</p> <p>(2) 原子炉圧力容器内の残存溶融炉心の冷却のための自主対策設備及び手順等 原子炉圧力容器内の残存溶融炉心の冷却のための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.4.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備 <u>炉心の著しい損傷及び溶融の発生により、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却するための設備</u>（「表2「自主対策における自主対策設備」参照）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている。</u></p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断等</p> <p>a. 「消火系による残存溶融炉心の冷却」のための手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇又はドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系（常設）が使用できず、かつ消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による残存熔融炉心の冷却の手順に着手する。この手順では、残留熱除去系（A）又は（B）の注入配管を使用し、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計6名により、約30分で実施する。</p>

○個別手順の確認

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

1.4.2.1 発電用原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 低圧代替注水

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p> <p>また、当該手順は、前述の重大事故等対処設備のみで実施可能であるが、これらに加え、残留熱除去系(C)配管、高圧炉心注水系(B)配管及び高圧炉心注水系(C)配管を当該手順における自主対策設備として位置付けることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<u>給水・復水系、非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の手順に着手する</u>（※）としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（※）<u>低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段は、準備が完了したもののうち、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</u></p> <p>b. 判断基準である「<u>原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合</u>」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、残留熱除去系（A）又は（B）の注入配管を使用し、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.4.8図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系（A）又は（B）注入配管使用）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、残留熱除去系（A）又は（B）の注入配管を使用し、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、12分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u>を確認した。</p>

	<p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.4.3-1 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</li> </ul>
--	---

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「解釈 1（1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a）可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順を整備すること」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順は、前述の重大事故等対処設備のみで実施可能であるが、これらに加え、残留熱除去系(C)配管、高圧炉心注水系(B)配管、高圧炉心注水系(C)配管を当該手順における自主対策設備として位置付けることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	<p>a. 当該手順では、給水・復水系、非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、かつ原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の手順に着手する（※）としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（※）低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への代替注水の準備を同時並行で行う。注水に使用する手段は、準備が完了したもののうち、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p>
b. 着手タイミング	<p>b. 判断基準である「原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合」を「原子炉圧力容器内の水位」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p>
c. 判断計器	<p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の水位」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉水位（広帯域、燃料域、SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.4.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等	
a. 操作手順	<p>a. 当該手順は、残留熱除去系（A）又は（B）の注入配管を使用し、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を行う手順であり、「第 1.4.13 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）（残留熱除去系（A）又は（B）注入配管使用）（系統構成）タイムチャート（交流電源が確保されている場合）」、「第 1.4.17 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）（可搬型代替注水ポンプによる送水）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p>
b. 所要時間等	<p>b. この手順では、残留熱除去系（A）又は（B）の注入配管を使用し、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、約 330 分で実施することを確認した。</p>
c. 操作計器	<p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.4.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していること</p> <p>c. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.4.3-2において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯する。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトにより作業性を確保する。また、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>
--	--

(c) 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、消火系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 給水・復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）により原子炉注水ができず、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による原子炉注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、システムの構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.4.21図 消火系による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用）タイムチャート」、「第1.4.22 消火系による原子炉注水（残留熱除去系(C)注入配管使用）タイムチャート」、「第1.4.23 消火系による原子炉注水（高圧炉心注水系(C)注入配管使用）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、システムの構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等をそれぞれ以下のとおり実施するとしていることを確認した。</p> <p>a) 残留熱除去系（A）又は(B)注入配管使用の場合</p> <p>1 ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、約30分</p> <p>b) 残留熱除去系（C）注入配管使用の場合</p> <p>1 ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、約40分</p> <p>c) 高圧炉心注水系（B）又は（C）注入配管使用の場合</p> <p>1 ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名及び5号炉運転員2名にて作業を実施した場合、約30分</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉運転中におけるフロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第1.4.32 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。（準備については、同時並行で実施される。）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば低压代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>b. 復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は低压代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>c. 交流電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統構成を実施し、消火系又は低压代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> </ul> <p>なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能を確認できた場合に実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>d. 低压代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> <li>優先①： 残留熱除去系(B)注入配管 （中央制御室からの操作が可能）</li> <li>優先②： 残留熱除去系(A)注入配管 （中央制御室からの操作が可能）</li> <li>優先③： 残留熱除去系(C)注入配管</li> <li>優先④： 高压炉心注水系(B)注入配管</li> <li>優先⑤： 高压炉心注水系(C)注入配管</li> </ul> </li> </ul> <p>ただし、優先③～⑤で用いる残留熱除去系(C)注入配管、高压炉心注水系(B)注入配管及び高压炉心注水系(C)注入配管は、自主対策設備。</p>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 【技術的能力・有効性評価（第37条）】 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）	
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 4にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」及び「崩壊熱除去機能喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<b>全交流動力電源喪失時、第一ガスタービン発電機等による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系ポンプの電源が復旧された場合には、原子炉運転中においては残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ等による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「電源」等を確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「MC C電圧」、「MC D電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、システムの構成、残留熱除去系ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.4.26 図残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、システムの構成、残留熱除去系ポンプの起動等を</b>、1 ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、<b>15分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p><b>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p><b>b. 必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p><b>c. 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.4.3-6において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</b></li> <li>・ <b>作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。非管理区域における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。管理区域における操作は、汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</b></li> </ul>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉運転中におけるサポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1.4.32 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>b. 原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉圧力容器への注水を並行して実施する。</p>

(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 【技術的能力】低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水系（常設）を用いた低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.4 にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」に係る手段である。このための設備は、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器</p>	<p>a. <u>原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇又はドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合には、低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する</u>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉圧力」、「原子炉圧力（SA）」、「格納容器圧力（D/W）」、「格納容器圧力（S/C）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.4.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器</p>	<p>a. 当該手順は、<u>系統の構成、復水移送ポンプの起動等</u>を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<u>残留熱除去系（A）又は（B）の注入配管を使用し、系統の構成、復水移送ポンプの起動等</u>を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、<u>12分以内に実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.4.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	操作手順は「(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」と同様であることから、アクセスルートの確保等も同様である。

(b) 【技術的能力】低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、低圧代替注水系(可搬型)を用いた低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」に係る手段である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <b>原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇又はドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できない場合には、低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却の手順に着手する</b> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等を監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「原子炉圧力」、「原子炉圧力(SA)」、「格納容器圧力(D/W)」、「格納容器圧力(S/C)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作機器	a. 当該手順は、 <b>系統の構成、復水移送ポンプの起動等</b> を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。 b. 当該手順は、 <b>残留熱除去系(A)又は(B)の注入配管を使用し、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等</b> を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、 <b>約330分で実施する</b> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	操作手順は「(1) a. (b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水」と同様であることから、アクセスルートの確保等も同様である。

(c) 【自主対策】消火系による残存溶融炉心の冷却

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却するが、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存した場合は、消火系を用いた低圧代替注水により原子炉圧力容器へ注水することで残存した溶融炉心を冷却し、原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱を抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇又はドライウエル雰囲気温度指示値の上昇により原子炉圧力容器が破損したと判断した場合であって、低圧代替注水系（常設）が使用できず、かつ消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、消火系による残存溶融炉心の冷却の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、システムの構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を行う手順であり、操作手順は「(1) a. (c) 消火系による原子炉圧力容器への注水」のうち「残留熱除去系 (A) 又は(B) 注入配管使用の場合」と同様であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順では、残留熱除去系 (A) 又は (B) の注入配管を使用し、システムの構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 2 名及び 5 号炉運転員 2 名にて作業を実施した場合、約 30 分で実施することを確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順の選択について、「第 1.4.32 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。</p> <p>b. 復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水し、残存した溶融炉心を冷却する。 なお、消火系による原子炉圧力容器へ注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p> <p>c. 低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。 優先①： 残留熱除去系(B)注入配管 優先②： 残留熱除去系(A)注入配管</p>

1.4.2.2 発電用原子炉停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 低圧代替注水

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

確認結果（柏崎刈羽6、7）

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

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

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

(b) 【技術的能力】低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

当該手順は、原子炉運転停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「解釈1（1）原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a）可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順を整備すること」に係る手段である。

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

(c) 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合に、消火系により発電用原子炉を冷却するものであり、そのための自主対策設備が「第1.4.4表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に示されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

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

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	原子炉停止中におけるフロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第1.4.32 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、1.4.2.1(1)b.と同様であることを確認した。

(2) サポート系故障時の手順等

a. 【技術的能力・有効性評価（第37条）】 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱

確認結果（柏崎刈羽6、7）	
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて発電用原子炉からの除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「解釈1（2）復旧」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.4.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）ポンプを重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<b>全交流動力電源喪失時、第一ガスタービン発電機等による非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了した場合であって、残留熱除去系ポンプの電源が復旧された場合には、原子炉停止中においては残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ等による原子炉除熱の手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「電源」等を確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が「MC C電圧」、「MC D電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.4.26図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を</b>、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、<b>20分以内に実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.4.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出した手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉停止中におけるサポート系故障時の対応手順の選択について、「第1.4.32 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 常設代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施する。</li> <li>b. 原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉からの除熱を実施するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系（常設）等による原子炉压力容器への注水を並行して実施する。</li> </ul>

1.4.2.3 復旧に係る手順

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>重大事故等防止技術的能力基準1.4にて求められている「解釈1(2)復旧」に係る手順が、「1.4.2.1(2)a. 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉注水」及び「1.4.2.2(2)a. 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の原子炉除熱」として整備されていることを確認した。対応する手順着手の判断基準等については、前述のとおり。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉運転中	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系(C)配管、高圧炉心注水系(B)配管、高圧炉心注水系(C)配管	当該配管を用いた注水手段は使用に制限（原子炉への注水流量が少ないこと、注水流量の監視ができないこと及び現場での系統構成が必要であること）があるが、残留熱除去系（A系及びB系）配管から注水ができない場合において、原子炉を冷却する手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系(C)配管、高圧炉心注水系(B)配管、高圧炉心注水系(C)配管	
	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク	
原子炉運転停止中	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系(C)配管、高圧炉心注水系(B)配管、高圧炉心注水系(C)配管	当該配管を用いた注水手段は使用に制限（原子炉への注水流量が少ないこと、注水流量の監視ができないこと及び現場での系統の構成が必要であること）があるが、残留熱除去系（A系及びB系）配管から注水ができない場合において、原子炉を冷却する手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	残留熱除去系(C)配管、高圧炉心注水系(B)配管、高圧炉心注水系(C)配管	
	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク	
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	消火系による残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク	重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプと同等の機能（流量）を有することから、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、炉心注水の代替手段となり得る。また、原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心を冷却する手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.5及び設置許可基準規則第48条）

I 要求事項の整理	1.5-2
II 審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.5-4
1.5.1 対応手段と設備の選定	1.5-4
(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.5-4
(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.5-4
1.5.2 重大事故等時の手順等	1.5-8
(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.5-8
a. 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.5-8
b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.5-9
(2) 優先順位について	1.5-10
(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.5-10
1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等	1.5-12
(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流電源が健全である場合）	1.5-12
1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5-12
2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5-21
(2) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合）	1.5-22
1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1.5-22
2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1.5-23
(3) 優先順位	1.5-24
1.5.2.2 サポート系故障時の手順等	1.5-25
(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	1.5-25
1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	1.5-25
2) 【自主対策】大容量送水車による補機冷却水確保	1.5-26
3) 【自主対策】代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保	1.5-26
(2) 優先順位	1.5-27

## I 要求事項の整理

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

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心損傷防止</p> <p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p>

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

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

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失 2.4 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） 2.6 LOCA時注水機能喪失	（フロントライン系故障時（交流動力電源が健全な場合） ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
2.3 全交流動力電源喪失	（フロントライン系故障時（全交流動力電源喪失時の場合） ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） （サポート系故障時） ・代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保
2.4 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が故障した場合）	（サポート系故障時） ・代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保
5.2 全交流動力電源喪失	（サポート系故障時） ・代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

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

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

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

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

1.5.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第48条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系による冷却機能である。</p> <p>これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第48条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第48条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失原因対策分析結果（「第1.5.1図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系の故障として、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等を想定する。また、サポート系の故障として、原子炉補機冷却系の故障、全交流動力電源喪失を想定することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第 48 条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第 37 条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第 1.5.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第 48 条等及び有効性評価（第 37 条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表 1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第 48 条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 所内車載代替の最終ヒートシンクシステムとして熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いた原子炉補機冷却（以下「代替原子炉補機冷却」という。）を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第 37 条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 代替原子炉補機冷却を実施するための熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第48条等」等で求められている手順		確認結果(柏崎刈羽6、7号炉)
規制要求事項		
<p>【設備（配備）】※1 【設備（措置）】※2</p> <p>第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。 加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> <p>（参考：50条3b)）</p> <p>b) 上記3a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p>		<p>第48条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b) については、1.5.2.1以降に示す。なお、格納容器圧力逃がし装置については、第50条における設備の設計方針に示す。</p> <p>c) 所内車載代替の最終ヒートシンクシステムとして熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いた原子炉補機冷却（以下、「代替原子炉補機冷却」という。）を実施するための設備及び手順等を整備する。（なお、時間余裕の観点については、有効性評価「2.4 崩壊熱除去機能喪失」で確認した。） 加えて、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施するための格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び手順等を整備する。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、可燃性ガスの爆発防止対策として、使用する前に窒素ガスで置換することなどから、基準規則解釈第50条1b)に準じている。なお、詳細は第48条及び第50条における設備の設計方針に示す。また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。（なお、有効性評価 炉心損傷防止対策において敷地境界での線量評価が5mSv以下であることを確認した。）</p>

	<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>（参考：実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 2.2.1 (6)）</p> <p>（6）格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シナリオグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する。</p>	
<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心損傷防止</p> <p>a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム (UHSS) の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。</p>	<p>上欄参照。</p>

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

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 5

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下の通りであることを確認した。

- ・「代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」
- ・「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」
- ・「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」
- ・「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」
- ・「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」

1.5.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第48条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第48条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>第48条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.5.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第48条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）による代替原子炉補機冷却。そのために、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置、よう素フィルタ及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保」のための手順</p> <p>原子炉補機冷却系の故障等により原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合には、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）による代替原子炉補機冷却の手順に着手する。この手順では、計17名により、系統の構成等を約255分、補機冷却水供給開始を約540分で実施する。</p> <p>b. 「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計4名により、約40分で実施する。</p> <p>c. 「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計4名により、約55分で実施する。</p> <p>d. 「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」のための手順</p> <p>全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>つて、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、現場での系統の構成等を計6名により、約70分で実施する。</p> <p>e. 「耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）」のための手順                  全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合であつて、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する。この手順では、現場での系統の構成等を計6名により、135分以内で実施する。</p> <p>③作業環境等                  a) 現場での手動操作等の手順等について定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、b) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 必要な通信連絡設備を確保していること、d) 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.5.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                  有効性評価（第37条）において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）による代替原子炉補機冷却、並びに格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を必要な対策としていることを確認した。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針                  これらの対策は、(1) a. 1) a. 及びb. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>第48条等に基づき、フロントライン系故障時及びサポート系故障時の手順について、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.5.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。 ①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。 ②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1) サポート系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>○サポート系の機能喪失時に最終ヒートシンクに熱を輸送する機能を代替するための設備及び手順等</p> <p>①対策と設備 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を代替するための大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ（表2参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「大容量送水車（熱交換器ユニット用）による原子炉補機冷却系への海水注水」のための手順 代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの故障等により代替原子炉補機冷却ができない場合には、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による原子炉補機冷却系への海水注水の手順に着手する。この手順では、計12名により、系統の構成、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の移動等を約300分で実施する。</p> <p>b. 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる原子炉補機冷却系への海水注水」のための手順 代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の故障等により代替原子炉補機冷却ができない場合には、代替原子炉補機冷却海水ポンプによる原子炉補機冷却系への海水注水の手順に着手する。この手順では、計15名により、系統の構成、代替原子炉補機冷却海水ポンプの移動等を約420分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項

1) 対策と設備

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

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

2) 手順等の方針

○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}

b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}

c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}

②必要な人員等

a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}

b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}

c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}

d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）

③作業環境等

a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}

b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}

c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}

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

○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。

①手順着手の判断基準等

a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}

b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}

c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}

1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流電源が健全である場合）

1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の減圧及び除熱を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>フィルタ装置、よう素フィルタ及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA時注水機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa [gage]）以下に維持できない場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷前において、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内圧力計（D/W）」、「格納容器内圧力計（S/C）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために系統の構成等を行う手順であり、「第1.5.5図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（W/Wベント）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、系統の構成等を計4名により、約40分で実施する</b>としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-1において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はないこと。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡すること。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

以下、b.～i. は、上記 a. の附属操作であることを確認した。

b. 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンペ）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	通常の駆動空気供給源である計装用圧縮空気系が喪失した状況下では遠隔空気駆動弁操作用ポンペが駆動源となる。当該手順は、常設ポンペの圧力が低下した場合に、常設ポンペと予備ポンペを交換することで、一次隔離弁の駆動圧力を確保するものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である遠隔空気駆動弁操作用ポンペを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 格納容器圧力逃がし装置の系統の構成及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施中、各隔離弁の駆動源である遠隔空気駆動弁操作用ポンペの圧力が規定値以下となった場合には、原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンペ）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「遠隔空気駆動弁操作用ポンペの圧力が規定値以下」を監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「遠隔空気駆動弁操作用ポンペ出口圧力」であることを確認した。また、その計器が「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、ベント弁駆動源を維持するためにポンペを交換する手順であり、「第1.5.8図 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンペ） タイムチャート」等を踏まえ、隔離弁の操作等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、予備ポンペの運搬、接続等を計4名により、約45分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-2において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はないこと。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡すること。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

c. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備であるドレンポンプ設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 残留熱除去系が機能喪失した場合には、フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「残留熱除去系が機能喪失した場合」を監視項目である「最終ヒートシンクの確保」を確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「最終ヒートシンクの確保」であること、その監視項目のための計器が「残留熱除去系（A）系統流量」、「残留熱除去系ポンプ（A）吐出圧力」、「遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、フィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りのためにフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁の全開操作を行う手順であり、「第1.5.10図 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、弁の操作等を計2名により、45分以内で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. フィルタ装置ドレン移送ポンプの水張り操作はフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁の全開操作を行い、水張り完了の確認はドレン移送ポンプの空気抜き弁により確認するため、当該操作に必要な監視項目及び監視計器は特になしとしていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 弁の操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-3において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はないこと。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡すること。</li> <li>・作業環境について、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

d. フィルタ装置水位調整（水張り）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. フィルタ装置水位が通常水位を下回ると判断した場合には、フィルタ装置水位調整（水張り）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「フィルタ装置水位が通常水位を下回る」ことを監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「フィルタ装置水位計」であることを確認した。また、その計器が「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、フィルタベント水位調整（水張り）のために可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いてフィルタ装置へ注水を行う手順であり、「第1.5.12図 フィルタベント水位調整（水張り） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 防火水槽を水源とした操作は、計2名により、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始を約65分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約125分で実施する。</li> <li>・ 淡水貯水池を水源とした操作（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）は、計6名により、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始を約95分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約155分で実施する。</li> <li>・ 淡水貯水池を水源とした操作（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）は、計6名により、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始を約65分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約125分で実施する。</li> </ul> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。</li> <li>また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</li> <li>・ 通信設備等について、通信連絡設備（送話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。</li> </ul>

e. フィルタ装置水位調整（水抜き）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置水位が上限水位に到達すると判断した場合又はフィルタ装置金属フィルタ差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合には、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備であるドレンポンプ設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. フィルタ装置水位が上限水位に到達又はフィルタ装置金属フィルタ差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合には、フィルタ装置水位調整（水抜き）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「フィルタ装置水位が上限水位に到達又は金属フィルタ差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合」を監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「フィルタ装置水位計」及び「フィルタ装置金属フィルタ差圧計」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、フィルタ装置水位調整（水抜き）のためにフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全開操作等を行う手順であり、「第1.5.14図 フィルタベント水位調整（水抜き）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、弁の操作等を計2名により、約150分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 弁の操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、以下のとおり確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-5において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。

f. 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため及びフィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスによる置換を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 格納容器圧力逃がし装置を停止した場合には、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 当該手順は、「格納容器圧力逃がし装置を停止」したことを確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準は「格納容器圧力逃がし装置を停止した場合」であり、計器を見て手順着手を判断するわけではないため、必要な監視項目及び監視計器等は特になくしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージのために可搬型窒素供給装置を配備し送気ホースを接続口へ取付等を行う手順であり、「第 1.5.16 フィルタベント停止後の窒素ガスパージ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順は、ホースの接続等を計8名により、約270分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.5.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.5.3-6 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。

g. フィルタ装置スクラバ水 pH 調整

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置水位調整（水抜き）によりスクラバ水に含まれる薬液が排水されることでスクラバ水のpHが規定値よりも低くなることを防止するため薬液補給を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備であるスクラバ水pH制御装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 排気ガスの凝縮水により、フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合には、フィルタ装置スクラバ水pH調整の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った」ことを確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準は「フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合」であり、計器を見て手順着手を判断するわけではないため、必要な監視項目及び監視計器等は特になしとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、フィルタ装置スクラバ水pH調整のためにフィルタベント装置給水ライン元弁を全開操作等を行う手順であり、「第1.5.18図 フィルタ装置スクラバ水pH調整 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、ホースの接続等を計7名により、約85分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-7において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。

h. ドレン移送ライン窒素ガスパーズ

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置水位調整（水抜き）後、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパーズを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. フィルタ装置水位調整（水抜き）完了又はドレンタンク水抜き完了後には、ドレン移送ライン窒素ガスパーズの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「フィルタ装置水位調整（水抜き）完了又はドレンタンク水抜き完了」を確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準は「フィルタ装置水位調整（水抜き）完了後又はドレンタンク水抜き完了後」であり、計器を見て手順着手を判断するわけではないため、必要な監視項目及び監視計器等は特になくしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、ドレン移送ライン窒素ガスパーズのためにフィルタベント装置ドレンライン N <sub>2</sub> パーズ用元弁を全開操作等を行う手順であり、「第 1.5.20 図 ドレン移送ライン窒素ガスパーズ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、ホースの接続等を計 2 名により、約 135 分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.5.2 図 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.5.3-8 において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスパッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。

i. ドレンタンク水抜き

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、ドレンタンクが水位高に到達した場合は、よう素フィルタの機能維持のため排水を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備であるドレン移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合には、ドレンタンク水抜きの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合」を監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「ドレンタンク水位計」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。また、その計器が「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、ドレンタンク水抜きのためにフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の開操作等を行う手順であり、「第1.5.22図 ドレンタンク水抜き タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、システムの構成等を計2名により、約80分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 弁の操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-9において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。

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

a. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合には、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器の減圧及び除熱を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <b>炉心損傷前において、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa [gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。なお、「格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合」とは、設備に故障が発生した場合であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内圧力計（D/W）」、「格納容器内圧力計（S/C）」等で監視することとしており、それらの計器が、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために耐圧強化ベント系の隔離弁の操作を行う手順であり、「第1.5.25図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（W/Wベント）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、システムの構成等を計4名により、約55分で実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-10において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

耐圧許可ベント系の附属操作である原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ポンペ）は、1.5.2.1(1) 1)と同様。

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

1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失時において、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の減圧及び除熱（現場操作）を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>フィルタ装置、よう素フィルタ及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa[gage]）以下に維持できない場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めない場合には、原子炉建屋原子炉区域内の系統の構成（非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁及び非常用ガス処理系出口 U シール隔離弁の全閉操作）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内圧力計（D/W）」、「格納容器内圧力計（S/C）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために現場での系統の構成等を行う手順であり、「第1.5.27図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（W/W ベント） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、現場での系統の構成等を計6名により、約70分で実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-1において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

格納容器圧力逃がし装置の附属操作であるフィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り、フィルタ装置水位調整（水張り）、フィルタ装置水位調整（水抜き）、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ、フィルタ装置スクラバ水 pH 調整、ドレン移送ライン窒素ガスパージ、ドレンタンク水抜きは、1.5.2.1(1)1)と同様。

2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

a. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失時において、残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合で、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合には、耐圧強化ベント系により原子炉格納容器の減圧及び除熱（現場操作）を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. <b>全交流動力電源喪失時において炉心損傷前に、残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、原子炉格納容器内の圧力を規定圧力（0.279MPa [gage]）以下に維持できない場合であって、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合には、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、全交流動力電源喪失時に、早期の電源復旧が見込めない場合には、二次格納容器内の系統の構成（非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁及び非常用ガス処理系出口 U シール隔離弁の全閉操作）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力を規定圧力以下に維持できない場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の圧力」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。なお、「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合」とは、設備に故障が発生した場合であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内圧力計（D/W）」、「格納容器内圧力計（S/C）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱のために現場での系統の構成等を行う手順であり、「第1.5.30 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（W/W）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、現場での系統の構成等を計6名により、135分以内で実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート  b. 通信設備等  c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-10において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時に、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（それぞれ現場操作含む）の対応手順の選択について、「第1.5.37 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 残留熱除去系が機能喪失した場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱を実施する。この際、排気中に含まれる放射性物質を低減する機能を持つ格納容器圧力逃がし装置を優先して使用する。</li> <li>b. 格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施する。</li> </ul>

1.5.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源が喪失した場合に、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水を供給し、常設代替交流電源設備により残留熱除去系ポンプの電源が確保されている場合に、冷却水通水確認後、残留熱除去系による最終ヒートシンク（海洋）への熱の輸送を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.5にて求められている「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.5.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が故障した場合）」、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性評価のうち、「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <b>原子炉補機冷却系の故障等により原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合には、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）による代替原子炉補機冷却の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子炉補機冷却系の故障等により原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合」を監視項目である「電源」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」であること、その監視項目のための計器が「M/C C電圧計」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、補機冷却水確保のために熱交換器ユニットを配備等を行う手順であり、「第1.5.41図 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、計17名により、システムの構成等を約255分、補機冷却水供給開始を約540分で実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.5.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>現場での手動操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.5.3-11及び12において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

2) 【自主対策】大容量送水車による補機冷却水確保

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
① 対策と設備	当該手順は、最終ヒートシンクに熱を輸送するために、大容量送水車により、原子炉補機冷却系に海水を注入することで補機冷却水の供給を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.5.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
②手順着手の判断等	
a. 判断基準	a. 代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの故障等により代替原子炉補機冷却ができない場合には、大容量送水車（熱交換器ユニット用）による原子炉補機冷却系への海水注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、大容量送水車を配備し、原子炉補機冷却系に海水を注入することにより、補機冷却水の確保を行う手順であり、「第 1.5.35 図 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、計 12 名により、系統の構成、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の移動等を約 300 分で実施するとしていることを確認した。

3) 【自主対策】代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
① 対策と設備	当該手順は、最終ヒートシンクに熱を輸送するために、代替原子炉補機冷却海水ポンプにより、原子炉補機冷却系に海水を注入することで補機冷却水の供給を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.5.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
②手順着手の判断等	
a. 判断基準	a. 代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の故障等により代替原子炉補機冷却ができない場合には、代替原子炉補機冷却海水ポンプによる原子炉補機冷却系への海水注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、代替原子炉補機冷却海水ポンプを配備し、原子炉補機冷却系に海水を注入することにより、補機冷却水の確保を行う手順であり、「第 1.5.35 図 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、計 15 名により、系統の構成、代替原子炉補機冷却海水ポンプの移動等を約 420 分で実施するとしていることを確認した。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時として、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保及び代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は大容量送水車による補機冷却水確保の対応手順の選択について、「第1.5.37図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉補機冷却系が機能喪失した場合は、代替原子炉補機冷却系により海洋へ熱を輸送する手段を確保し、残留熱除去系を使用して原子炉及び原子炉格納容器の除熱を行う。</p> <p>b. 代替原子炉補機冷却系が故障等により熱を輸送できない場合には、大容量送水車又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより原子炉補機冷却系へ直接海水を送水し、残留熱除去系を使用して原子炉及び原子炉格納容器の除熱を行う。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
<p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保</p>	<p>大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び代替原子炉補機冷却海水ポンプ</p>	<p>原子炉補機冷却系の淡水側に直接海水を注水するため、熱交換器の破損や配管の腐食が発生する可能性があるものの、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード、格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）と合わせて使用することでサプレッションプールを除熱する代替手段となり得る。</p>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.6及び設置許可基準規則第49条）

I	要求事項の整理	1.6-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.6-6
1.6.1	対応手段と設備の選定	1.6-6
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.6-6
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.6-6
1.6.2	重大事故等時の手順等	1.6-11
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.6-11
a.	第49条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.6-11
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.6-13
(2)	優先順位について	1.6-15
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.6-15
1.6.2.1	炉心損傷防止の対応手順	1.6-17
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1.6-17
a.	代替格納容器スプレイ	1.6-17
(a)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-17
(b)	【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-18
(c)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-19
b.	優先順位	1.6-20
(2)	サポート系故障時の手順等	1.6-21
a.	復旧	1.6-21
(a)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-21
(b)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱	1.6-22
b.	優先順位	1.6-24
1.6.2.2	格納容器破損防止の対応手順	1.6-25
(1)	フロントライン系故障時の手順等	1.6-25
a.	代替格納容器スプレイ	1.6-25
(a)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-25
(b)	【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-25
(c)	【技術的能力】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-25
b.	格納容器代替除熱	1.6-26
(a)	【自主対策】ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	1.6-26
c.	優先順位	1.6-26
(2)	サポート系故障時の手順等	1.6-27
a.	復旧	1.6-27
(a)	【技術的能力】残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	1.6-27
(b)	【技術的能力】残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱	1.6-27

b. 優先順位 ..... 1.6-27

I 要求事項の整理

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

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

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

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

<設置許可基準規則第49条>（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

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

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
2.3 全交流動力電源喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ (炉心損傷防止・サポート系故障) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系電源復旧後のサプレッションエンバ・プールの除熱
2.4 崩壊熱除去機能喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ (炉心損傷防止・サポート系故障) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッションエンバ・プールの除熱
2.6 LOCA 時注水機能喪失	(炉心損傷防止・フロントライン系故障) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温・過圧破損）	(格納容器破損防止・フロントライン系故障)
3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接過熱	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	
3.3 水素燃焼	
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	

## II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

### 1.6.1 対応手段と設備の選定

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

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

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第49条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。原子炉格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を設置している。これらの設計基準事故対処設備が故障した場合においても、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第49条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第49条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第1.6.1図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、フロントライン系故障として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障を想定することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第49条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>② 機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.6.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第49条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」とおり。</p> <p>第49条等の要求事項に対応するため、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）<sup>(※1)</sup> を用いた格納容器スプレイ<sup>(※2)</sup> を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）<sup>(※1)</sup> を用いた格納容器スプレイ<sup>(※2)</sup> を実施するための可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び手順等</p> <p>※1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、第49条等の要求事項における「格納容器スプレイ代替注水設備」に該当する。</p> <p>※2 以下、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた格納容器スプレイを「代替格納容器スプレイ」という。</p> <p>また、有効性評価（第37条）<sup>(※3)</sup> において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>※3 炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」並びに格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>① 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを実施するための設備及び手順等</p> <p>② 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）を用いた格納容器除熱を実施するための第一ガスタービン発電機等の設備及び手順等<sup>(※4)</sup>。</p> <p>※4 代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>③ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプ（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を用いたサプレッション・チェンバ・プール水除熱を実施するための第一ガスタービン発電機等の設備及び手順等。</p> <p>これらの確認結果から、原子炉格納容器内の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等が、第49条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることから、第49条等に適合するものと判断した。また、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であることを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第49条等」で求められている手順		
	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>（2）兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>第49条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>（1）重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を重大事故等対処施設として整備する方針であることを確認した。</p> <p>b) 上記a)の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認した。（設備の確認事項「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）」を参照。）</p> <p>（2）兼用</p> <p>a) 炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は同一設備として、兼用することを確認した。</p>
【技術的能力】※3	<p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等</p> <p>a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>（1）</p> <p>a) 格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイのための手順等                      残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へのスプレイを行う。</p>

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

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

※2：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 6

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」、  
「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ」、

「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」、  
「残留熱除去系電源復旧後のサプレッションエンバ・プールの除熱」

1.6.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第49条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第49条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認</p>	<p>第49条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.6.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第49条等に基づく要求事項に対応するために、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のため、以下の対策とそのため重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた代替格納容器スプレイ。そのために、可搬型代替交流電源設備（電源車）及び第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイ。そのために、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。 なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計2名により、25分以内で実施する。</p> <p>b. 「代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ」 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による格納容器スプレイができない場合であって、かつ、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を計10名により、約330分で実施する。</p> <p>③作業環境等 上記で選定した手順について、a)手順の優先順位をa.、b.の順に設定して明確化していること、b)代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイについて、系統の構成、ポンプの起動等の手順等を定め、必要な人員を確</p>

<p>する。</p>	<p>保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c) 接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、d) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、e) 必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1) に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p>
------------	---

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.6.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のために、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイ並びに全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサブプレッション・チェンバ・プール水除熱を必要な対策としている。</p> <p>このうち、代替格納容器スプレイの対策は（1）a. 1）と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであり、これらの重大事故等対処設備の設計及び手順等の方針も同じである。全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱及びサブプレッション・チェンバ・プール水除熱については、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いた格納容器除熱。そのために、第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去系ポンプを用いたサブプレッション・チェンバ・プール水除熱。そのために、第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>なお、具体的な計測可能なパラメータ等については、「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」</p> <p>炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、第一ガスタービン発電機等により非常用高圧母線D系への給電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態に復旧された場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器除熱の順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を計2名により、約15分以内で実施する。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>認した。</p> <p>b. 「残留熱除去系電源復旧後のサプレッションエンバ・プールの除熱」</p> <p>炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、第一ガスタービン発電機等により非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了し、残留熱除去系が使用可能な状態に復旧された場合には、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プール水除熱の手順に着手する。この手順では、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を計2名により、約15分以内で実施する。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>③作業環境等</p> <p>上記で選定した手順について、a) 手順の優先順位を a.、b. の順に設定して明確化していること、b) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p> <p>以上の確認などから、1) に掲げる設備を用いた手順等について、重大事故等防止技術的能力基準 1. 0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等に適合する手順等を整備する方針であることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>炉心損傷防止の対応手順及び格納容器破損防止の対応手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.6.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<b>フロントライン系の機能が喪失し、原子炉格納容器内の冷却等のための機能が喪失した場合に、その機能を代替するための自主対策設備及び手順等を整備するとしている</b>ことを確認した。</p> <p>(1) フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等</p> <p>フロントライン系の機能喪失時に原子炉格納容器内の冷却等のための機能を代替するための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果は、1.6.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備</p> <p><b>炉心の著しい損傷の防止及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の冷却等のための機能を回復させるための設備（表2「自主対策における自主対策設備」参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</b>ことを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」</p> <p><b>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイができず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、消火系による格納容器スプレイの手順に着手する。この手順では系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計6名により、約30分で実施する。</b></p> <p>b. 「格納容器代替除熱」</p> <p><b>原子炉への注水機能が喪失し、代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合であって、第一ガスタービン発電機等により、原子炉補機冷却系（海水系含む）が復旧可能である場合には、ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の手順に着手する。この手順は、系統の構成、ドライウェル冷却系送風機の起動等を計4名により、約45分で実施する。</b></p>

○個別手順の確認

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

1.6.2.1 炉心損傷防止の対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.6にて求められている「解釈1（1）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、<b>可搬型代替交流電源設備（電源車）及び第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「LOCA時注水機能喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <b>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準（※）に到達した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いた代替格納容器スプレイの手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（※）【代替格納容器スプレイ開始の判断基準】 以下のいずれかの条件に該当 (1)炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止） ①圧力に係る条件 a. ドライウエル圧力が13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が-2880mm以下を経験した場合 b. サプレッション・チェンバ圧力が180kPa[gage]以上の場合 ②温度に係る条件 a. ドライウエル雰囲気温度171℃に到達し、ドライウエル圧力が13.7kPa[gage]以上の場合 b. サプレッション・チェンバ気体温度が104℃以上の場合 ③水位に係る条件 a. サプレッション・チェンバ・プール水位が規定値以上で、ドライウエル圧力が13.7kPa[gage]以上の場合 (2)炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止） ①圧力に係る条件 a. ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が465 kPa[gage]以上の場合 ②温度に係る条件 a. ドライウエル雰囲気温度が190℃以上の場合 b. 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合」を「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉格納容器内の圧力」については「格納容器内圧力(D/W)」及び「格納容器内圧力(S/C)」、「原子炉格納容器内の温度」については「ドライウエル雰囲気温度」及び「サプレッション・チェンバ気体温度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.6.8図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を</b>、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、<b>25分以内で実施する</b>ことを確認</p>

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
c. 操作計器	<p>した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a) <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b) <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c) <u>接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.6.3-1において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></li> <li>・ <u>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></li> <li>・ <u>作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。操作は、汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</u></li> </ul>

(b) 【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、そのための自主対策設備が、「表1.6.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷判断の前後において、<u>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイができず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、消火系による格納容器スプレイの手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<u>システムの構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等</u>を行う手順であり、「第1.6.10図 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順ではシステムの構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施し、約30分で実施する</u>ことを確認した。</p>

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障により原子炉格納容器内の除熱ができない場合に、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.6にて求められている「解釈1（1）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替格納容器スプレイで使用する設備のうち、<b>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による格納容器スプレイができない場合であって、かつ、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合には、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いた代替格納容器スプレイの手順に着手する</b>としており、</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合」を「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉格納容器内の圧力」については「格納容器内圧力(D/W)」及び「格納容器内圧力(S/C)」、「原子炉格納容器内の温度」については「ドライウェル雰囲気温度」及び「サプレッション・チェンバ氣體温度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を行う手順であり、「第1.6.12,13,15 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプ起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて実施した場合、約330分で実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a) <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b) <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c) <b>接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.6.3-3において、以下のとおり示されている。（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による送水準備及び送水（屋外作業）の例を記載）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</b></li> <li>・ <b>作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトにより作業性を確保する。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</b></li> </ul>

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第 1. 6. 26 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 外部電源、代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイする。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</li> <li>b. 交流電源が確保できない場合、現場での手動操作により系統の構成を実施し、消火系又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。</li> <li>c. なお、消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</li> </ul>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 復旧

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合に、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.6にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されており、<b>第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、<b>炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、第一ガスタービン発電機等により非常用高圧母線D系への給電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態に復旧された場合であって、原子炉格納容器内の圧力、温度等について、残留熱除去系による格納容器スプレイ開始の判断基準（※）に到達した場合には、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器除熱の手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>（※）【格納容器スプレイ開始の判断基準】 以下のいずれかの条件に該当</p> <p>(1) 炉心損傷前（炉心の著しい損傷防止）</p> <p>①圧力に係る条件</p> <p>a. ドライウェル圧力が13.7kPa[gage]以上で、原子炉水位が-2880mm以下を経験した場合</p> <p>b. サプレッション・チェンバ圧力が13.7kPa[gage]以上の場合</p> <p>c. サプレッション・チェンバ圧力が規定値以上の場合</p> <p>②温度に係る条件</p> <p>a. ドライウェル雰囲気温度が規定値に到達し、ドライウェル圧力が13.7kPa[gage]以上の場合</p> <p>b. サプレッション・チェンバ気体温度が規定値以上の場合</p> <p>③水位に係る条件</p> <p>a. サプレッション・プール水位が7.2m以上でドライウェル圧力が13.7kPa[gage]以上の場合</p> <p>(2) 炉心損傷後（原子炉格納容器破損防止）</p> <p>①圧力に係る条件</p> <p>a. ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が180 kPa[gage]以上の場合</p> <p>b. 判断基準である「原子炉格納容器内の圧力、温度等について、代替格納容器スプレイ開始の判断基準に到達した場合」を「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉格納容器内の圧力」については「格納容器内圧力(D/W)」及び「格納容器内圧力(S/C)」、「原子炉格納容器内の温度」については「ドライウェル雰囲気温度」及び「サプレッション・チェンバ気体温度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.6.17 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順は、 <u>系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を</u> 、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、 <u>約15分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール冷却モード）にてサブプレッション・チェンバ・プールの除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.6にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。このための設備は、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されており、 <u>第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける</u> ことを確認した。 なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。 （※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」及び「崩壊熱除去機能喪失」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、 <u>炉心損傷前の全交流動力電源喪失時又は炉心損傷を判断した場合において、第一ガスタービン発電機等により非常用高圧母線C系又はD系への給電が完了し、残留熱除去系が使用可能な状態に復旧された場合には、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサブプレッション・チェンバ・プール水除熱の手順に着手する</u> ことを確認した。 b. 判断基準である「残留熱除去系が使用可能な状態に復旧された場合」を、設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」、「補機冷却水」等であること、その監視項目のための計器が「MC C電圧」、「MC D電圧」、「原子炉補機冷却系(A)系統流量」、「原子炉補機冷却系(B)系統流量」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.6.19 図 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールの除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順は、 <u>系統の構成、残留熱除去系ポンプの起動等を</u> 、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、 <u>約15分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.6.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

<p>③アクセスルートの確保等</p> <ul style="list-style-type: none"><li>a. アクセスルート</li><li>b. 通信設備等</li><li>c. 作業環境</li></ul>	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>
---	-------------------------------------

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>（1）手順の優先順位</b> 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第1.6.26 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>b. 原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内の除熱を実施するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>

1.6.2.2 格納容器破損防止の対応手順

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（柏崎刈羽6、7）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できない場合は、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.6にて求められている「解釈1（2）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（a）代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。

(b) 【自主対策】消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（柏崎刈羽6、7）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイするものである。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（b）消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

(c) 【技術的能力】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ

確認結果（柏崎刈羽6、7）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が故障により使用できず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.6にて求められている「解釈1（2）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等」に係る手順である。

当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1.6.2.1（1）a.（c）代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

b. 格納容器代替除熱

(a) 【自主対策】ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による原子炉格納容器内へのスプレイ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧ができず、原子炉格納容器からの除熱手段がない場合に、常設代替交流電源設備等により原子炉補機冷却系の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水通水後、ドライウエル冷却系送風機を起動して原子炉格納容器内の除熱を行う（ドライウエル冷却系送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内の冷却水の通水を継続することで、ドライウエル冷却系冷却器コイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力の上昇を緩和する）ものであり、そのための自主対策設備については、「第1.6.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>なお、当該手順のうち、常設代替交流電源設備に関する手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備されていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針	<p>a. 判断基準</p> <p>a. 当該手順では、<u>原子炉への注水機能が喪失し、代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系による原子炉格納容器の除熱ができない場合であって、第一ガスタービン発電機等により、原子炉補機冷却系（海水系含む）が復旧可能である場合には、ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱の手順に着手する</u>としおり、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>b. 当該手順は、システムの構成、ドライウエル冷却系送風機の起動等を行う手順であり、「第1.6.23 図 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 所要時間等</p> <p>c. 当該手順は、<u>システムの構成、ドライウエル冷却系送風機の起動等を</u>、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、<u>約45分で実施する。</u>ことを確認した。</p>

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>フロントライン系故障時の対応手順の選択について、「第1.6.26 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、1.6.2.1(1)b.と同様であることを確認した。</p> <p>また、1.6.2.1(1)b.の対応手順の選択に加えて、外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系を復旧し、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系送風機の起動による原子炉格納容器内の除熱を実施する方針であることを確認した。</p>

(2) サポート系故障時の手順等

a. 復旧

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

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレイするものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」に係る手順である。当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 6. 2. 1(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」と同様であることを確認した。

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

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

当該手順は、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）にてサプレッション・チェンバ・プールの除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 6にて求められている「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」に係る手順である。当該手順に係る「1）対策と設備」及び「2）手順等の方針」については、「1. 6. 2. 1(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱」と同様であることを確認した。

b. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>サポート系故障時の対応手順の選択について、「第 1. 6. 26 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、1. 6. 2. 1(2) b. と同様であることを確認した。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段名	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系 故障時の手順	消火系による格納容器スプレイ	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプと同等の機能（流量）を有することから、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉格納容器内を冷却する手段となり得る。
	ドライウエル冷却系による格納容器除熱	ドライウエル冷却系送風機、ドライウエル冷却系冷却器	重大事故等対処設備に要求される耐震性は確保されておらず、除熱量は小さいが、原子炉格納容器内への冷却水通水及びドライウエル冷却系送風機の起動が可能である場合、原子炉格納容器内を除熱するための手段となり得る。また、ドライウエル冷却系送風機が停止している場合においても、冷却水の通水を継続することにより、ドライウエル冷却系冷却器のコイル表面で蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和する手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.7及び設置許可基準規則第50条）

I	要求事項の整理	1.7-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.7-4
1.7.1	対応手段と設備の選定	1.7-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.7-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.7-5
1.7.2	重大事故等時の手順等	1.7-9
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.7-9
a.	第50条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.7-9
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.7-10
(2)	優先順位について	1.7-11
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.7-11
1.7.2.1	交流電源が健全である場合の設備及び手順等	1.7-13
(1)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7-13
(2)	【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7-14
(3)	【自主対策】格納容器内 pH 制御設備による原子炉格納容器外へのよう素の放出量低減	1.7-22
(4)	【自主対策】可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器の負圧破損防止対策	1.7-22
(5)	優先順位	1.7-23
1.7.2.2	全交流動力電源喪失時の設備及び手順等	1.7-24
(1)	【技術的能力】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1.7-24
(2)	優先順位	1.7-25

I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

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

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

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

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

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

- ・第50条及び重大事故等防止技術的能力基準1.7項（以下「第50条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

1.7.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第50条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第50条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第50条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第50条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第50条等による要求事項に基づき、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順を選定しているため、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>対応手段については、交流動力電源が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第50条等及び有効性評価（第37条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第50条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 復水移送ポンプを用いた残留熱除去系熱交換器によるサプレッション・チェンバ・プール水の冷却並びに原子炉圧力容器等への注水及び格納容器スプレイ（以下「代替循環冷却」という。）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器圧力逃がし装置及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備及び手順等として、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 代替循環冷却により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための格納容器圧力逃がし装置及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第50条等」で求められている手順

	規制要求事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
【設備（配備）】※ <sup>1</sup>	<p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p> <p>3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p> <p>b) 上記3 a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操</p>	<p>第50条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>1 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系を設置する。</p> <p>2 本申請は、BWRである。</p> <p>3 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置を設置する。</p> <p>b) についての具体的な確認は、設備審査確認事項に示す。</p>

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

	<p>b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。</p> <p>(4) 放射線防護</p> <p>a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>b) 遠隔手動弁操作設備の操作場所は、必要に応じて遮蔽材を設置する。</p> <p>c) 作業に必要な照明を作業場所の近傍に配備する。</p> <p>(4)</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ等の周囲に遮蔽材を設置する。</p>
--	--	--

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

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.7

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」

「格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」

1.7.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第50条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第50条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第50条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第50条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱。そのために、フィルタ装置、よう素フィルタ及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断（※1）し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4vol%以下の場合には、代替循環冷却の順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計6名により、約90分で実施する。残留熱除去系熱交換器への補機冷却水の供給については、計17名により、系統の構成、熱交換器ユニットの移動等を約540分で実施する。</p> <p>※1 格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、又は格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。以下同じ。</p> <p>b. 「全交流動力電源喪失時における格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>全交流動力電源喪失時において、早期の電源復旧が見込めない場合には、排気ガスの流入防止を目的として原子炉建屋原子炉区域の系統の構成のため、非常用ガス処理系の弁を全閉にする。その後、炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する。この手順では、原子炉建屋原子炉区域の系統の構成を計2名により、約35分、格納容器ベントのための系統の構成等を計4名により、約75分で実施する。</p> <p>c. 「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する。この手順では、格納容器ベントのための系統の構成等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>を計4名により、約45分、遠隔手動弁操作設備による一次隔離弁の全開保持を計2名により、約40分で実施する。</p> <p>③作業環境等 以下のことなどを確認した。</p> <p>a. 系統の構成、隔離弁の手動開操作等の手順等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること。</p> <p>b. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること。</p> <p>c. 照明を作業場所の近傍に配備していること、必要な通信連絡設備を確保していること。</p> <p>d. 室温は通常運転時と同程度であること、一次隔離弁の操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減していることなどから、系統の構成等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.7.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、代替循環冷却及び格納容器ベントを必要な対策としていることを確認した。</p> <p>2) 手順の方針 これらの対策は、(1) a. 1) a. 及びb. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	手順等における優先順位が設定されていることを確認した。個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.7.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための自主対策設備及び手順等、原子炉格納容器の負圧破損を防止するための自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p> <p>① 対策と設備                  原子炉格納容器外へのよう素の放出量を低減するための格納容器pH制御設備等の設備及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するための可搬型格納容器窒素供給設備（表2 自主対策における自主対策設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「格納容器内pH制御設備による原子炉格納容器外へのよう素の放出量低減」のための手順                  炉心損傷を判断した場合において、復水移送ポンプが使用可能な場合には、格納容器pH制御設備による原子炉格納容器内への薬液（水酸化ナトリウム）注入の手順に着手する。この手順では、薬液注入を計4名により、それぞれ、格納容器スプレイ（サプレッション・チェンバ）では約30分、格納容器スプレイ（ドライウェル）では約65分、格納容器下部注水では約100分で実施する。                  なお、申請者は、上記の自主対策を行った場合においても、pH制御したサプレッション・チェンバ・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼及び炭素鋼の腐食領域ではないこと、原子炉格納容器のシール材が耐アルカリ性を有していること等から他の設備に与える悪影響がないとしている。</p> <p>b. 「可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器の負圧破損防止」のための手順                  炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合には、可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器の負圧破損防止対策の手順に着手する。この手順は、可搬型格納容器窒素供給設備の移動等を計20名により、約480分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.7.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.7.2.1 交流電源が健全である場合の設備及び手順等

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、代替循環冷却を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.7にて求められている「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのため設備は、「第1.7.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「水素燃焼」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 炉心損傷を判断し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4vol%以下の場合には、代替循環冷却の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断し、残留熱除去系の復旧に見込みがなく、原子炉格納容器内の酸素濃度が4vol%以下の場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。なお、「残留熱除去系の復旧に見込みがない」ということを、設備に故障が発生した場合又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合としていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、サプレッション・チェンバを水源とし、復水移送ポンプにより原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを行うとともに、熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、残留熱除去系熱交換器等を用いて原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う手順であり、「第1.7.20図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計6名により、約90分で実施する。残留熱除去系熱交換器への補機冷却水の供給については、計17名により、系統の構成、熱交換器ユニットの移動等を約540分で実施するとしていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 系統の構成等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.3-9において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.7にて求められている「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.7.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>フィルタ装置、よう素フィルタ及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順に着手する</b>※としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>※具体的には、以下のことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。</li> <li>・ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</li> </ul> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順であり、「第1.7.3図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（W/Wベント）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、格納容器ベントのためのシステムの構成等を計4名により、約45分、遠隔手動弁操作設備による一次隔離弁の全開保持を計2名により、約40分で実施する</b>としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. システムの構成、隔離弁の手動開操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.3-1において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

以下、b.～h.は、上記a.の附属操作であることを確認した。

b. フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置の水位調整準備として、乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備であるドレンポンプ設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 残留熱除去系が機能喪失した場合又は炉心損傷を判断した場合には、フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張りの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。なお、 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、フィルタ装置ドレン移送ポンプの水張りのためにフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁の全開操作を行う手順であり、「第1.7.6図 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、弁の操作等を計2名により、45分以内で実施するとしていることを確認した。 c. フィルタ装置ドレン移送ポンプの水張り操作はフィルタベント装置ドレン移送ポンプ入口弁の全開操作を行い、水張り完了の確認はドレン移送ポンプの空気抜き弁により確認するため、当該操作に必要な監視項目及び監視計器は特になくしていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 弁の操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.3-2において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。

c. フィルタ装置水位調整（水張り）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. フィルタ装置水位が通常水位を下回ると判断した場合には、フィルタ装置水位調整（水張り）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「フィルタ装置水位が通常水位を下回る」ことを監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「フィルタ装置水位計」であることを確認した。また、その計器が「第 1.5.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、フィルタベント水位調整（水張り）のために可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いてフィルタ装置へ注水を行う手順であり、「第 1.7.8 図 フィルタベント水位調整（水張り） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、以下のとおりとしていることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 防火水槽を水源とした操作は、計 2 名により、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始を約 65 分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約 125 分で実施する。</li> <li>・ 淡水貯水池を水源とした操作（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）は、計 6 名により、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始を約 95 分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約 155 分で実施する。</li> <li>・ 淡水貯水池を水源とした操作（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）は、計 6 名により、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水開始を約 65 分、フィルタ装置水位調整（水張り）完了まで約 125 分で実施する。</li> </ul> c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.7.3-3 において、以下のとおり示されている。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</li> <li>・ 通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。</li> </ul>

d. フィルタ装置水位調整（水抜き）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置水位が上限水位に到達すると判断した場合又はフィルタ装置金属フィルタ差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合には、フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備であるドレンポンプ設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. フィルタ装置水位が上限水位に到達又はフィルタ装置金属フィルタ差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合には、フィルタ装置水位調整（水抜き）の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「フィルタ装置水位が上限水位に到達又は金属フィルタ差圧が設計上限差圧に到達すると判断した場合」を監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「フィルタ装置水位計」及び「フィルタ装置金属フィルタ差圧計」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、フィルタ装置水位調整（水抜き）のためにフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁を全開操作等を行う手順であり、「第1.7.10図 フィルタベント水位調整（水抜き）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、弁の操作等を計11名により、約130分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 弁の操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.3-4において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。

e. 格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベント停止後において、スクラバ水に貯留された放射性物質による水の放射線分解にて発生する水素ガス及び酸素ガスを排出するため及びフィルタ装置上流側の残留蒸気凝縮によりフィルタ装置上流側配管内が負圧となることにより、スクラバ水が上流側配管に吸い上げられることを防止するため、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスによる置換を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 格納容器圧力逃がし装置を停止した場合には、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 当該手順は、「格納容器圧力逃がし装置を停止」したことを確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準は「格納容器圧力逃がし装置を停止した場合」であり、計器を見て手順着手を判断するわけではないため、必要な監視項目及び監視計器等は特になくしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージのために可搬型窒素供給装置を配備し送気ホースを接続口へ取付等を行う手順であり、「第1.7.12図 フィルタベント停止後の窒素ガスパージ タイムチャート」等を踏まえ、ホースの接続等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順は、ホースの接続等を計8名により、約270分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.3-5において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。

f. フィルタ装置スクラバ水 pH 調整

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置水位調整（水抜き）によりスクラバ水に含まれる薬液が排水されることでスクラバ水のpHが規定値よりも低くなることを防止するため薬液補給を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備であるスクラバ水pH制御装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 排気ガスの凝縮水により、フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合には、フィルタ装置スクラバ水pH調整の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った」ことを確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準は「フィルタ装置の水位が上限水位に到達すると判断し、排水を行った場合」であり、計器を見て手順着手を判断するわけではないため、必要な監視項目及び監視計器等は特になくしていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、フィルタ装置スクラバ水pH調整のためにフィルタベント装置給水ライン元弁を全開操作等を行う手順であり、「第1.7.14図 フィルタ装置スクラバ水pH調整 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作について、ホースの接続等を計11名により、約85分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.3-6において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。</li> </ul>

g. ドレン移送ライン窒素ガスパーズ

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、フィルタ装置水位調整（水抜き）後、フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素ガスの蓄積を防止するため、窒素ガスによるパーズを実施し、排水ラインの残留水をサプレッション・チェンバに排水を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備である可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. フィルタ装置水位調整（水抜き）完了又はドレンタンク水抜き完了後には、ドレン移送ライン窒素ガスパーズの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「フィルタ装置水位調整（水抜き）完了又はドレンタンク水抜き完了」を確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準は「フィルタ装置水位調整（水抜き）完了後又はドレンタンク水抜き完了後」であり、計器を見て手順着手を判断するわけではないため、必要な監視項目及び監視計器等は特になくしていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、ドレン移送ライン窒素ガスパーズのためにフィルタベント装置ドレンライン N<sub>2</sub>パーズ用元弁を全開操作等を行う手順であり、「第 1.7.16 図 ドレン移送ライン窒素ガスパーズ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、ホースの接続等を計 2 名により、約 135 分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.7.3-7 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カパーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。</li> </ul>

h. ドレンタンク水抜き

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、よう素フィルタの機能維持のため排水を行うものであり、格納容器圧力逃がし装置の附属設備であるドレン移送ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合には、ドレンタンク水抜きの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「ドレンタンクが水位高に到達すると判断した場合」を監視項目である「補機監視機能」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」であること、その監視項目のための計器が「ドレンタンク水位計」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。また、その計器が「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、ドレンタンク水抜きのためにフィルタベント装置ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁の開操作等を行う手順であり、「第1.7.18図 ドレンタンク水抜き タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、システムの構成等を計2名により、約80分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.3-8において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、ヘッドライト及び懐中電灯を携帯しており、夜間においても接近可能である。また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、ヘッドライト及び懐中電灯により、夜間における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフエアセット等を装備した作業を行う場合がある。

(3) 【自主対策】格納容器内 pH 制御設備による原子炉格納容器外へのよう素の放出量低減

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>① 対策と設備</p>	<p>当該手順は、原子炉格納容器外へのよう素の放出量低減するために原子炉格納容器内にアルカリ薬液の注入を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.7.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。なお、追補 1 の別添「自主対策設備の悪影響防止について」において、他の設備に与える影響がないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. アルカリ薬液との反応で原子炉格納容器が腐食することによる格納容器バウンダリのシール性への影響 pH 制御したサプレッション・チェンバ・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため、悪影響はない。同様に原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用していることから、原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。</p> <p>b. アルカリ薬液との反応で水素が発生することによる格納容器の圧力上昇及び水素燃焼 原子炉格納容器内では、配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生するが、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、水-ジルコニウム反応で発生する水素量に比べ十分少なく、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。更に、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では、酸素の発生がないことから、水素の燃焼も発生しない。</p>
<p>②手順着手の判断等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷を判断した場合において、復水移送ポンプが使用可能な場合には、格納容器 pH 制御設備による原子炉格納容器内への薬液（水酸化ナトリウム）注入の順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、原子炉格納容器内に薬液（水酸化ナトリウム）を注入することで、格納容器ベント時の放射性物質の系外放出を低減する手順であり、「第 1.7.24 図 格納容器内 pH 制御 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、薬液注入を計 4 名により、それぞれ、格納容器スプレイ（サプレッション・チェンバ）では約 30 分、格納容器スプレイ（ドライウエル）では約 65 分、格納容器下部注水では約 100 分で実施するとしていることを確認した。</p>

(4) 【自主対策】可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器の負圧破損防止対策

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>① 対策と設備</p>	<p>当該手順は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するために原子炉格納容器内に窒素注入を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.7.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
<p>②手順着手の判断等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合には、可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器の負圧破損防止対策の順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、原子炉格納容器へ窒素ガスを供給することにより、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減する手順であり、「第 1.7.26 図 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、可搬型格納容器窒素供給設備の移動等を計 20 名により、約 480 分で実施するとしていることを確認した。</p>

(5) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>交流動力電源が健全な場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段の対応手順の選択について、「第 1.7.30 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 原子炉圧力容器の破損を判断した後に代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</li> <li>b. 代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントによる減圧を行う。</li> <li>c. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントは、弁の駆動電源及び空気源がない場合、現場での手動操作を行う。なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる W/W を経由する経路を第一優先とする。W/W ベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/W を経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。</li> <li>d. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器内の除熱を実施する。</li> </ul>

1.7.2.2 全交流動力電源喪失時の設備及び手順等

(1) 【技術的能力】 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、全交流動力電源喪失時において、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.7にて求められている「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.7.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>フィルタ装置、よう素フィルタ及び遠隔手動弁操作設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>全交流動力電源喪失時において、早期の電源復旧が見込めない場合には、排気ガスの流入防止を目的として原子炉建屋原子炉区域の系統の構成のため、非常用ガス処理系の弁を全閉にする。その後、炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための手順（現場操作）に着手する</b>※としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>※具体的には、以下のことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。</li> <li>・ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。</li> </ul> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を人力で操作することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下させるための手順であり、「第1.7.28図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）タイムチャート（W/Wベント）」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、原子炉建屋原子炉区域の系統の構成を計2名により、約35分、格納容器ベントのための系統の構成等を計4名により、約75分で実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. 系統の構成、隔離弁の手動開操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 <b>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.7.3-1において、以下のとおり示されている。</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置している。また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</li> </ul>

格納容器圧力逃がし装置の附属操作であるフィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り、フィルタベント水位調整（水張り）、フィルタベント水位調整（水抜き）、フィルタベント停止後の窒素ガスパーズ、フィルタ装置スクラバ水pH調整、ドレン移送ライン窒素ガスパーズ、ドレンタンク水抜きは、1.7.2.1(2)と同様。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>全交流動力電源喪失時において、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段の対応手順の選択について、「第1.7.30 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉圧力容器の破損を判断した後に代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>b. 代替循環冷却系が起動できない場合は、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントによる減圧を行う。なお、格納容器圧力逃がし装置を用いて、格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できる S/C を経由する経路を第一優先とする。S/C ベントラインが水没などの理由で使用できない場合は、D/W を経由してフィルタベントを通る経路を第二優先とする。</p> <p>c. 格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器の除熱を実施する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

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

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.8及び設置許可基準規則第5.1条）

I	要求事項の整理	1.8-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.8-4
1.8.1	対応手段と設備の選定	1.8-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.8-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.8-5
1.8.2	重大事故等時の手順等	1.8-9
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.8-9
	a. 第5.1条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.8-9
	b. 第3.7条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.8-11
	(2) 優先順位について	1.8-12
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.8-12
1.8.2.1	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順	1.8-15
	(1) 格納容器下部注水	1.8-15
	a. 【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	1.8-15
	b. 【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	1.8-17
	c. 【自主対策】消火系による原子炉格納容器下部への注水	1.8-18
	(2) 優先順位	1.8-19
1.8.2.2	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	1.8-19
	(1) 原子炉圧力容器への注水	1.8-19
	a. 【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	1.8-19
	b. 【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	1.8-20
	c. 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水	1.8-22
	d. 【技術的能力】高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	1.8-22
	e. 【技術的能力】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	1.8-23
	f. 【自主対策】制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	1.8-24
	g. 【自主対策】高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	1.8-24
	(2) 優先順位	1.8-25

## I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

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

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

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

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.8.1 対応手段と設備の選定

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

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

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第51条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第51条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第51条等に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>④ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施するための可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等の設備及び手順等。</p> <p>⑤ 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水を実施するための高圧代替注水系ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>また、有効性評価（第37条）<sup>(※)</sup>において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための重大事故等対処設備及び手順等として、以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>※ 格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p> <p>（原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却）</p> <p>① 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等</p> <p>（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止）</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施するための復水移送ポンプ等の設備及び手順等。</p> <p>③ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を実施するための可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等の設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第51条等」で求められている手順		
	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）</p> <p>1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>第51条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a)</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備として、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を重大事故等対処施設として整備することを確認した。</p> <p>ii) 上記i)の格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>b) 上記a) i)の格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認した。</p> <p>注) 上記のa) ii)及びb)の確認については、設備の確認事項「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（第51条）」を参照のこと。</p>
【技術的能力】※2	<p>1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するため、以下の手順等を整備する。</p>

	<p>(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止  a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること</p>	<p>○ 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水のための手順等  炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部への注水を行う。</p> <p>○ 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水のための手順等  炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部への注水を行う。</p> <p>上記の2つの手順は以下の2項目に区分される。</p> <p>① 原子炉格納容器下部への初期水張り  炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作  原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。</p> <p>(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止  b) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順等を整備する。</p> <p>○ 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水のための手順等  炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>○ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水のための手順等  炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を行う。</p> <p>○ 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水のための手順等  炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合に、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を行う。</p>
--	---	--

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

※2：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 8

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水」、「低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」、「低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」

1.8.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第51条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第51条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手 順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順 着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認す る。</p> <p>② 選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人 員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第51条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1 以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第51条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、コリウムシールドを重大事故等対処設備として新た に整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水。そのために、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及びコリウムシー ルドを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉圧力容器への注水。そのために、高圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を重大事故等対処設備として新た に整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメ ータ等については、「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>&lt;原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却&gt;</p> <p>a. 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 （原子炉格納容器下部への初期水張り） 損傷炉心の冷却が未達成（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達）の場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期 水張りを行うため、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、 復水移送ポンプの起動等を計4名により、35分以内で実施する。</p> <p>（原子炉格納容器破損後の原子炉格納容器下部への注水） 原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇傾向から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶 融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当の注水を行うため、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p data-bbox="1151 233 2564 268">水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計4名により、35分以内で実施する。</p> <p data-bbox="1083 323 1976 401">b. 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 （原子炉格納容器下部への初期水張り）</p> <p data-bbox="1151 413 2813 583">損傷炉心の冷却が未達成（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達）であり、復水移送ポンプ及び消火系が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計10名により、約330分で実施する。</p> <p data-bbox="1130 594 1813 625">（原子炉格納容器破損後の原子炉格納容器下部への注水）</p> <p data-bbox="1151 636 2813 806">原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇傾向から原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、復水移送ポンプ及び消火系が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当の注水を行うため、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、計10名により、約330分で実施する。</p> <p data-bbox="1083 863 1828 894">&lt;熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止&gt;</p> <p data-bbox="1083 951 1801 982">c. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1130 993 2822 1121">炉心損傷を判断した場合であって、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を計2名により、約12分で実施する。</p> <p data-bbox="1083 1178 1828 1209">d. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1130 1220 2822 1348">炉心損傷を判断した場合であって、給水・復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を計10名により、約330分で実施する。</p> <p data-bbox="1083 1404 1691 1436">e. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1130 1446 2822 1575">炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であり、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、高圧代替注水ポンプの起動等を計2名により、15分以内で実施する。</p> <p data-bbox="1083 1631 1691 1663">f. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水</p> <p data-bbox="1130 1673 2822 1801">炉心損傷を判断した場合において、損傷炉心へ注水する場合であって、ほう酸水注入系が使用可能な場合（設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水注入系貯蔵タンク）が確保されている場合）には、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ほう酸水注入系ポンプの起動等を計4名により、約20分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルート確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備すること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>③作業環境等                      a) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること、b) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、c) 必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備することを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>① 選定した手順毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>② 選定した手順毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③ 選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備すること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 及び 2) 手順等の方針</p> <p>有効性評価（第37条）において、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水並びに熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止のための格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水を必要な対策としている。これらの対策は、1) a. 及びc. と同じであるため必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の対応手順、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の対応手順のそれぞれについて、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.8.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>全交流動力電源喪失を想定することにより、自主対策設備及び手順等を整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための設備及び手順等</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。</p> <p>具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備</p> <p><u>全交流動力電源が喪失した場合において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための機能を回復する設備</u>（表2「自主対策における自主対策設備」参照。）<u>を用いた主な手順等は以下のとおりとしている</u>ことを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 消火系による原子炉格納容器下部への注水</p> <p>（原子炉格納容器下部への初期水張り）</p> <p><u>損傷炉心の冷却が未達成（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達）の場合であって、格納容器下部注水系（常設）が使用できず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、ディーゼル駆動消火ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計6名により、約30分で実施する。</u></p> <p>（原子炉格納容器破損後の原子炉格納容器下部への注水）</p> <p><u>原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇傾向から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であって、格納容器下部注水系（常設）が使用できず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、ディーゼル駆動消火ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を計6名により、約30分で実施する。</u></p> <p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止するための機能を回復する設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。</p> <p>具体的な個別手順の確認結果については、1.8.2.1以降に示す。</p> <p>① 対策と設備</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下の遅延又は防止するための機能を回復する設備（表2「自主対策における自主対策設備」参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水</p> <p>炉心損傷を判断した場合であって、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、代替電源設備により、制御棒駆動系による注水に必要な電源が確保された場合には、制御棒駆動系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、制御棒駆動水ポンプの起動等を計2名により、約20分で実施する。</p> <p>b. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水</p> <p>炉心損傷を判断した場合であって、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水ができない場合において、代替電源設備により、高圧炉心注水系による注水に必要な電源が確保された場合には、高圧炉心注水系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、高圧炉心注水系ポンプの起動等を計2名により、約25分で実施する。</p>

○個別手順の確認

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

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

(1) 格納容器下部注水

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（1）原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却」に係る手順であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>本手順は以下の2項目に区分される。</p> <p>① 原子炉格納容器下部への初期水張り 炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。</p> <p>そのための設備は、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>コリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>① 手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器下部への初期水張り <b>損傷炉心の冷却が未達成（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達）の場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</b></p> <p>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 <b>原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇傾向から原子炉圧力容器の破損を判断した場合には、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当の注水を行うため、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</b></p> <p>b. 判断基準である「損傷炉心の冷却が未達成（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達）」、「原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向」、「原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇傾向」を「原子炉圧力容器内の温度」「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉格納容器内の圧力」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の温度」「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉圧力容器下鏡部温度」、「原子炉圧力」、「原子炉圧力（SA）」、「ドライウエル雰囲気温度」、「サプレッション・チェンバ気体温度」、「サプレッション・チェンバ・プール水温度」、「原子炉格納容器圧力（D/W）」「原子炉格納容器圧力（S/C）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>② 必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p>	<p>a. 当該手順は、システムの構成、復水移送ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.8.4図 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、システムの構成、復水移送ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、計4名により、35分以内で実施する</b>ことを確認した。</p>

c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.8.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.8.3-1 及び 1.8.3-3 において、以下のとおり示されている。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。管理区域における操作は、汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。非管理区域における操作は、放射性物質の放出に備え、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</li> </ul>

b. 【技術的能力】格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（1）原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却」に係る手順である。</p> <p>本手順は以下の2項目に区分される。</p> <p>① 原子炉格納容器下部への初期水張り 炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。</p> <p>そのための設備は、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及びコリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</b></p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>① 手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器下部への初期水張り <b>損傷炉心の冷却が未達成（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達）であり、復水移送ポンプ及び消火系が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する前の初期水張りを行うため、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</b></p> <p>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 <b>原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇傾向から原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、復水移送ポンプ及び消火系が使用できない場合には、熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下後に崩壊熱相当の注水を行うため、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</b></p> <p>b. 判断基準である「損傷炉心の冷却が未達成（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達）」、「原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向」、「原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇傾向」を「原子炉圧力容器内の温度」「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉格納容器内の圧力」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断における監視項目が「原子炉圧力容器内の温度」「原子炉圧力容器内の圧力」、「原子炉格納容器内の温度」、「原子炉格納容器内の圧力」等であること、それらの監視項目のための計器が、「原子炉圧力容器下鏡部温度」、「原子炉圧力」、「原子炉圧力（SA）」、「ドライウエル雰囲気温度」、「サプレッション・チェンバ気体温度」、「サプレッション・チェンバ・プール水温度」、「原子炉格納容器圧力（D/W）」「原子炉格納容器圧力（S/C）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>② 必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.8.6～7図 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて実施した場合、約330分で実施することを確認した。</b></p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③ アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p>	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p>

c. 作業環境	<p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.8.3-2 において、以下のとおり示されている。（可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による送水準備及び送水（屋外作業）の例を記載）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより作業性を確保する。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>
---------	--

c. 【自主対策】消火系による原子炉格納容器下部への注水

確認結果（柏崎刈羽 6、7）	
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を実施するものである。</p> <p>本手順は以下の 2 項目に区分される。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉格納容器下部への初期水張り 炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</li> <li>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・チェンバ・プールの水位が外部水源注水制限に到達しないように崩壊熱相当の流量とする。</li> </ol> <p>そのための自主対策設備については、「第 1.8.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順の方針 a. 判断基準  b. 操作手順  c. 所要時間等	<p>a. 当該手順では、以下のとおりそれぞれの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉格納容器下部への初期水張り 損傷炉心の冷却が未達成（原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達）の場合であって、格納容器下部注水系（常設）が使用できず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、ディーゼル駆動消火ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</li> <li>② 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水操作 原子炉圧力容器内の圧力の低下傾向、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇傾向から原子炉圧力容器の破損を判断した場合であって、格納容器下部注水系（常設）が使用できず、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合には、ディーゼル駆動消火ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水の手順に着手する。</li> </ol> <p>b. 当該手順は、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を行う手順であり、「図 1.8.9 消火系による原子炉格納容器下部への注水タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を、1 ユニット当たり中央制御室運転員 2 名（操作者及び確認者）、現場運転員 2 名及び 5 号炉運転員 2 名にて作業を実施し、約 30 分で実施することを確認した。</p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順の選択について、「第1.8.19 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <p>a. 代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、復水貯蔵槽が使用可能であれば格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水（初期水張り）を実施する。</p> <p>b. 復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（初期水張り）を実施する。</p> <p>c. また、原子炉圧力容器が破損し、原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心を冠水冷却する場合においても、初期水張りを実施する際と同様の順で対応手段を選択し、原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>d. なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないこと及びろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。</p>

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

(1) 原子炉圧力容器への注水

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、常設代替交流電源設備等により低圧代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p> <p>なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順の着手では、炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合（設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合）には、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合」を「電源」、「水源」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」、「水源」等であること、それらの監視項目のための計器が「M/C C 電圧」、「M/C D 電圧」、「復水貯蔵槽水位」、「復水貯蔵槽水位(SA)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p>	<p>a. 当該手順は、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.8.11 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p>

b. 所要時間等 c. 操作計器	b. この手順では、系統の構成、復水移送ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、約12分で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。 そのための設備は、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替交流電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。 なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。 （※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順の着手では、炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができず、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合（設備に異常がなく、燃料及び水源（防火水槽又は淡水貯水池）が確保されている場合）に、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合」を「電源」、「水源」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」、「水源」等であること、それらの監視項目のための計器が「M/C G 電圧」、「M/C D 電圧」、「防火水槽」、「淡水貯水池」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.8.6～7図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備及びホース接続、系統の構成、ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて実施した場合、約330分で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。

c. 作業環境	c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。
---------	--

c. 【自主対策】消火系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合に、消火系による原子炉圧力容器への注水を実施するものである。そのための自主対策設備については、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。 なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. 当該手順では、炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合（設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合）であって、消火系による消火が必要な火災が発生していない場合に、消火系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 当該手順は、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を行う手順であり、「図1.8.16 消火系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 c. この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び5号炉運転員2名にて作業を実施し、約30分で実施することを確認した。

d. 【技術的能力】高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替直流電源設備等により高圧代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段である。そのための設備は、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。
当該手順では、炉心損傷を判断した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧であり、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合には、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、系統の構成、高圧代替注水ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施した場合、15分以内で実施することを確認した。 その他の手順等の方針については、「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.2及び設置許可基準規則第45条）」にて整理する「高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉圧力容器への注水」と同様であることを確認した。

e. 【技術的能力】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.8にて求められている「解釈1（2）溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止」に係る手段である。</p> <p>当該手順では、ほう酸水注入系によるほう酸水注入操作を、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための手順（1.8.2.2(1)a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)c. 消火系による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)d. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)f. 制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水、1.8.2.2(1)g. 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水）に並行して実施する。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、損傷炉心へ注水する場合であって、ほう酸水注入系が使用可能な場合（設備に異常がなく、常設代替交流電源設備等により注水に必要な電源が確保され、かつ水源（ほう酸水注入系貯蔵タンク）が確保されている場合）に実施することを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「ほう酸水注入系が使用可能な場合」を「電源」によって確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、それらの監視項目のための計器が「M/C C 電圧」、「M/C D 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、系統の構成、ほう酸水注入系ポンプの起動等を行う手順であり、「第1.8.18図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、系統の構成、ほう酸水注入系ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、約20分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.8.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。</p>

f. 【自主対策】制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備等より制御棒駆動系の電源を確保し、原子炉圧力容器の下部への注水を実施するものである。そのための自主対策設備については、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p>
<p>2) 手順の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷を判断した場合であって、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、代替電源設備により、制御棒駆動系による注水に必要な電源が確保された場合には、制御棒駆動系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する」としていることから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.2及び設置許可基準規則第45条）」にて整理する「制御棒駆動系による原子炉注水」の手順と同様であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順では、制御棒駆動水ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、約20分で実施することを確認した。</p>

g. 【自主対策】高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備等により高圧炉心注水系の電源を確保することで高圧炉心注水系を冷却水がない状態で一定時間運転し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水を実施するものである。そのための自主対策設備については、「第1.8.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。</p>
<p>2) 手順の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷を判断した場合であって、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水ができない場合において、代替電源設備により、高圧炉心注水系による注水に必要な電源が確保された場合には、高圧炉心注水系による高圧での原子炉圧力容器への注水の手順に着手する」としていることから、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.2及び設置許可基準規則第45条）」にて整理する「高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水」の手順と同様であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順は、系統の構成、高圧炉心注水系ポンプの起動等を、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて作業を実施した場合、約25分で実施することを確認した。</p>

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順の選択について、「第1.8.19 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い、実施する方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続するが、高圧代替注水系が使用できなくなった場合は高圧炉心注水系により原子炉圧力容器へ緊急注水する。</li> <li>b. 発電用原子炉の減圧が完了し、復水貯蔵槽が使用可能であれば低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。復水貯蔵槽が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。</li> <li>c. なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内（大湊側）で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。</li> <li>d. 低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。</li> <li>e. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。</li> </ul>

表2 自主対策における自主対策設備

分類		対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順	格納容器下部注水	消火系による原子炉格納容器下部への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は有していないものの、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段となり得る。
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順	原子炉圧力容器への注水	消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク等	重大事故等対処設備に要求される耐震性は有していないものの、重大事故の進展抑制の手段となり得る。
		制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水ポンプ等	原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、重大事故等対処設備に要求される設備としての耐震性は確保されないものの、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段となり得る。
		高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ等	補機冷却水が確保できないため、十分な期間の運転継続はできないものの、重大事故の進展抑制の手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.9及び設置許可基準規則第5.2条）

I	要求事項の整理	1.9-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.9-4
1.9.1	対応手段と設備の選定	1.9-4
	(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1.9-4
	(2) 対応手段と設備の選定の結果	1.9-5
1.9.2	重大事故等時の手順等	1.9-9
	(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1.9-9
	a. 第5.2条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.9-9
	b. 第3.7条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.9-10
	(2) 優先順位について	1.9-11
	(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1.9-11
1.9.2.1	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	1.9-13
	(1) 原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器内の水素爆発防止	1.9-13
	a. 【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】 原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化	1.9-13
	b. 【自主対策】 可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給	1.9-13
	(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の水素爆発防止	1.9-14
	a. 【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出	1.9-14
	b. 【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】 耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出	1.9-15
	c. 【自主対策】 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	1.9-17
	(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	1.9-18
	a. 【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】 格納容器内水素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視	1.9-18
	b. 【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	1.9-19
	(4) 優先順位	1.9-20
1.9.2.2	【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源による必要な設備へ給電する手順等	1.9-20

I 要求事項の整理

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

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

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

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

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

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

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
3.4 水素燃焼	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器内の水素爆発防止 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出 耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出 格納容器内水素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

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

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

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

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

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第52条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により短期的に発生する水素、及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第52条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第52条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6／7号炉）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段<sup>※</sup>が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。                  (例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第5 2条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第3 7条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第5 2条等による要求事項に基づき、不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内を不活性化した状態とし、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）<sup>※</sup>を用いてジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスを排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること、また、水素濃度監視設備にて水素を監視するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>※ 申請者は、炉心の著しい損傷後に耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する場合には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からの排気経路のみを使用している。本確認事項では、サプレッション・チェンバ側からの排気に限定する場合には、有効性評価の「3.4 水素燃焼」と同様、「耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）」と記載している。</p> <p>2) 第5 2条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第5 2条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉格納容器内から水素ガス及び酸素ガスを排出するための格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）及び手順等。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内水素濃度計（※1）、格納容器内酸素濃度計及び手順等。（※2）</p> <p>④ 上記設備のための第一ガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等（※3）。</p> <p>※1 格納容器内水素濃度計（SA）と格納容器内水素濃度計は個別に整備される。</p> <p>※2 原子炉補機冷却機能が喪失した場合にサンプルガスの海水冷却に用いる大容量送水車（熱交換器ユニット用）等に関する設備及び手順等については、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6／7号炉）
	<p>「1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備及び手順等」において整理。</p> <p>※3 代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 1 4 電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉格納容器内を不活性化するための設備及び手順等。</li> <li>② 原子炉格納容器内から水素ガス及び酸素ガスを排出するための設備及び手順等。</li> <li>③ 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視するための設備及び手順等。</li> <li>④ 上記設備のための代替電源設備及び手順等。</li> </ul>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第52条等」で求められている手順

	規制要求事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
【設備（配備）】※ <sup>1</sup>	<p>1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>&lt;BWR&gt;</p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p>&lt;PWRのうち必要な原子炉&gt;</p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p>&lt;BWR及びPWR共通&gt;</p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>（【設備（措置）】※<sup>2</sup>は要求事項になし）</p>	<p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a) 原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化。これに用いる不活性ガス系は、重大事故等が発生した際に使用するものではないため設計基準対象施設とする。</p> <p>b) 対象外</p> <p>c) 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いた原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出。なお、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、フィルタ装置及びサプレッション・チェンバのプール水により放射性物質を低減すること並びに排出経路にフィルタ装置水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ及び耐圧強化ベント系放射線モニタを設置することを含む。そのために、フィルタ装置、可搬型窒素供給装置、フィルタ装置水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ及び耐圧強化ベント系放射線モニタを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器内水素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>e) 格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）、格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。</p>

<p>【技術的能力】※3</p>	<p>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(2) PWRのうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>(3) BWR及びPWR共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>(1) a)</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス(窒素)置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。<u>不活性ガス系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際</u>に実施するものではなく、<u>通常の運転操作により実施すること</u>を確認した。</p> <p>(2) a) 対象外</p> <p>(3)</p> <p>a) 水素排出設備で使用する設備及び水素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手段について整備する方針としていることを確認した。</p> <p>b) 水素及び酸素濃度を監視する手段並びに格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系(サプレッション・チェンバ側)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する手段について整備することを確認した。</p>
------------------	--	---

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

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.9

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器内の水素爆発防止」

「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出」

「耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出」

「格納容器内水素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度監視」

「格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」

「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源による必要な設備へ給電する手順等」

1.9.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第52条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第52条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>第52条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.9.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第52条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化。これに用いる不活性ガス系は、重大事故等が発生した際に使用するものではないため計基準対象施設とする。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いた原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出。なお、系統内を窒素ガスで置換することにより排出経路での水素爆発を防止すること、フィルタ装置及びサプレッション・チェンバのブール水により放射性物質を低減すること並びに排出経路にフィルタ装置水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ及び耐圧強化ベント系放射線モニタを設置することを含む。そのために、フィルタ装置、可搬型窒素供給装置、フィルタ装置水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタ及び耐圧強化ベント系放射線モニタを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視。そのために、格納容器内水素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「原子炉格納容器内の不活性化」のための手順</p> <p>不活性ガス系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施する。</p> <p>b. 「格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出」のための手順</p> <p>炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計4名により、約45分で実施する。</p> <p>炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合において、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合には、あらかじめ耐圧強化ベント系の配管内を窒素ガスで置換した後に、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>ント）による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出の手順に着手する。この手順では、系統の構成等を計4名により、約60分で実施する。</p> <p>c. 「格納容器内水素濃度計（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度の監視」のための手順                  炉心損傷を判断した場合には、格納容器内水素濃度計（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順は、中央制御室での監視を1名で実施する。</p> <p>d. 「格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」のための手順                  炉心損傷を判断した場合には、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電を確認及び代替原子炉補機冷却系による冷却機能を確保した後に手順に着手する。この手順は、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要なサンプリングポンプの給電操作等を計4名により、約25分で実施する。</p> <p>③作業環境等                  上記で選定した手順について、a) 必要な手順等を明確化していること、b) 必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d) 必要な通信連絡設備を確保していること、e) 弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。                  ①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.9.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                  有効性評価（第37条）において、評価項目（f）「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」を満足するために必要な対策を、原子炉格納容器内の不活性化、原子炉格納容器内からの水素ガス及び酸素ガスの排出、水素濃度及び酸素濃度の監視、及びこれらの設備の代替給電としている。これらの対策は1.（1）と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> <p>2) 手順の方針                  選定された対策は1.（1）の各手順と同じであり、確認結果については、当該記載のとおりである。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出について、優先順位が設定されていることを確認した。具体的な確認内容については、1.9.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器内の水素濃度制御及び低減のための自主対策設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>① 対策と設備                      原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための可燃性ガス濃度制御系及び原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための可搬型格納容器窒素供給設備（表2 自主対策における自主対策設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御」のための手順                      炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手する。この手順は、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を計4名により、約30分で実施する。</p> <p>b. 「可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガスの供給」のための手順                      炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合には、可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器内の水素濃度の低減の手順に着手する。この手順は、可搬型格納容器窒素供給設備の配備等を計20名により、約480分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.9.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

(1) 原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器内の水素爆発防止

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素ガス及び酸素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中の原子炉格納容器内の雰囲気の不活性化状態を維持するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の解釈1(1)a「原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.9.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備のうち、不活性ガス系を設計基準対象施設として位置付けていることを確認した。 （※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「水素燃焼」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針	不活性ガス系を用いた原子炉格納容器内の不活性化は、重大事故等が発生した際に実施するものではなく、通常の運転操作により実施することを確認した。

b. 【自主対策】可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
① 対策と設備	当該手順は、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第1.9.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
② 手順着手の判断等	
a. 判断基準	a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合には、可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器内の水素濃度の低減の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、可搬型格納容器窒素供給設備を起動することにより、可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器内の水素濃度の低減を行う手順であり、「第1.9.11図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素濃度制御 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順は、可搬型格納容器窒素供給設備の配備等を計20名により、約480分で実施することを確認した。

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器内の水素爆発防止

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に滞留した水素ガス及び酸素ガスを排出することで水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の解釈1(3)b)「炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第1.9.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>フィルタ装置、可搬型窒素供給装置、フィルタ装置水素濃度計、フィルタ装置出口放射線モニタを重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「水素燃焼」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針  ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <b>炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合には、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出の順に着手する</b> ※としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 ※具体的には、以下のことを確認した。 ・炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。 ・ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。 b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断基準における監視項目の「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作することにより、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する手順であり、「第1.9.5図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. <b>この手順では、システムの構成等を計4名により約45分で実施する</b> としていることを確認した。また、有効性評価（第37条）に対して整合していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b> を確認した。 b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b> を確認した。 c. <b>弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</b> を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.9.3-1において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・作業環境についてバッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置している。

なお、格納容器圧力逃がし装置の附属設備の操作については、1.7に示す。

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出

i) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替循環冷却系を長期使用し、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認され、格納容器圧力逃がし装置の機能が喪失した場合に、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の解釈 1(3)b)「炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備は、「第 1.9.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<b>可搬型窒素供給装置及び耐圧強化ベント系放射線モニタを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける</b>ことを確認した。</p> <p>（※）格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「水素燃焼」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>炉心損傷を判断し、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合において、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合には、あらかじめ耐圧強化ベント系の配管内を窒素ガスで置換した後に、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による原子炉格納容器からの水素ガス及び酸素ガスの排出の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」等で確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。なお、「格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合」とは、設備に故障が発生した場合であることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.9.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、耐圧強化ベント系の隔離弁を操作することにより、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する手順であり、「第 1.9.7 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、系統の構成等を計 4 名により約 60 分で実施する</b>としていることを確認した。また、有効性評価（第 37 条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.9.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.9.3-2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯している。非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携帯して作業を行う。現場運転員の放射線防護を考慮し、遠隔手動弁操作設備エリアは、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置している。</li> </ul>

以下、ii) は、上記 i) の附属操作であることを確認した。その他の耐圧強化ベント系の附属設備の操作については、1.5 に示す。

ii) 耐圧強化ラインの窒素ガスパージ

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生し耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出を実施する際、耐圧強化ベントライン主排気筒側の大気開放されたラインに対してあらかじめ窒素ガスパージを実施することにより、系統内の酸素濃度を可燃限界以下に保ち、系統内での水素爆発を防止するものであり、耐圧強化ベント系の附属設備である可搬型窒素供給装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷後、代替循環冷却系を長期使用し原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇を確認した場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷後、代替循環冷却系を長期使用し原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇を確認した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線量率」、「原子炉格納容器内の水素濃度」、「原子炉格納容器内の酸素濃度」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」、「原子炉格納容器内の水素濃度」、「原子炉格納容器内の酸素濃度」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル」、「格納容器内水素濃度」、「格納容器内酸素濃度」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、窒素供給装置を配備すること等により、耐圧強化ラインの窒素ガスパージを行う手順であり、「第1.9.9図 耐圧強化ライン窒素ガスパージ タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、ホースの接続等を計4名により約6時間で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.9.3-5において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトの他、バッテリー内蔵型LED照明及びヘッドライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。 ・作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し防護具を装備する。基本的には個人線量計、ガラスバッチ、帽子、綿手袋、ゴム手袋、靴下、汚染区域用靴となるが、緊急時対策本部の指示により、作業区域の環境を考慮した不織布カバーオール、アノラック、全面マスク、チャコールフィルタ、セルフウェアセットなどを装備した作業を行う場合がある。

c. 【自主対策】可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
①対策と設備	当該手順は、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの低減を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第1.9.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
②手順着手の判断等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇し、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下であり、残留熱除去系が使用可能な場合には、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、可燃性ガス濃度制御系を起動することにより、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を行う手順であり、「第1.9.11図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内水素濃度制御 タイムチャート」等を踏まえ、可燃性ガス濃度制御系の起動等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順は、可燃性ガス濃度制御系の起動操作等を計4名により約30分で実施するとしていることを確認した。</p>

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

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

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で原子炉格納容器内に発生する水素ガスについて、格納容器内水素濃度計(SA)により監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」に係る手段である。そのため設備は、「第1.9.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、格納容器内水素濃度計(SA)を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内水素濃度計(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線率」等であること、の監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線レベル」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、格納容器内水素濃度計(SA)にて水素濃度を監視する手順であり、中央制御室運転員が水素濃度を監視することが示されていることを確認した。 b. この手順は、中央制御室での監視等を1名で実施するとしていることを確認した。また、有効性評価(第37条)に対して整合していることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスについて、格納容器内雰囲気計装により監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.9にて求められている「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.9.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断した場合には、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視の手順に着手する。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合には、代替電源設備からの給電を確認及び代替原子炉補機冷却系による冷却機能を確保した後に手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器雰囲気放射線レベル」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計にて水素濃度及び酸素濃度を監視する手順であり、「第1.9.13図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順は、水素濃度及び酸素濃度の計測に必要なサンプリングポンプの給電操作等を計4名により、約25分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.9.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 給電操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.9.3-4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。非管理区域における操作は放射性物質が放出されることから、防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</li> </ul>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等の対応手順の選択について、「第1.9.14 図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器雰囲気モニタ系（格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計）により、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を、格納容器内水素濃度計（SA）により原子炉格納容器内の水素濃度を監視する。</p> <p>b. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で、原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合、可燃性ガス濃度制御系を起動し、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させることで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。</p> <p>c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。</p> <p>d. 格納容器圧力逃がし装置を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。</p> <p>e. 発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。</p>

1.9.2.2【技術的能力、有効性評価（第37条）】水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の電源を代替電源による必要な設備へ給電する手順等

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する方針であることを確認した。代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する方針であることを確認した。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系	炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下における規定濃度までの処理は期待できず、また、原子炉格納容器内の圧力に対して使用範囲に制限があるものの、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する手段となり得る。
可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器内の水素濃度の低減	可搬型格納容器窒素供給設備	事象発生から7日間は原子炉格納容器への窒素ガス供給が不要であるものの、その後の安定状態において、サプレッション・チェンバ・プール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合には原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.10及び設置許可基準規則第53条）

I	要求事項の整理	1.10-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.10-3
1.10.1	対応手段と設備の選定	1.10-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.10-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.10-4
1.10.2	重大事故等時の手順等	1.10-7
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.10-7
a.	第53条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.10-7
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.10-8
(2)	優先順位について	1.10-9
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.10-9
1.10.2.1	原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための手順等	1.10-11
(1)	原子炉ウェル注水	1.10-11
a.	【自主対策】サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水	1.10-11
b.	【自主対策】格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水（淡水/海水）	1.10-12
1.10.2.2	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための手順等	1.10-13
(1)	【技術的能力】原子炉建屋内の水素濃度監視及びPARの動作監視	1.10-13
(2)	【自主対策】原子炉建屋トップペント	1.10-14
(3)	優先順位	1.10-14
1.10.2.3	【技術的能力】水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順等	1.10-14

I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.10水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.10水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.10 水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第53条>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

水素爆発による原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の損傷を防止するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第53条及び重大事故等防止技術的能力基準1.10項（以下「第53条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

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

1.10.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第53条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第53条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第53条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第53条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第53条等による要求事項に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合装置を設置し原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために必要な手順を整備すること、また、原子炉建屋内の水素濃度を測定し、監視するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第53条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第53条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 水素濃度の上昇を抑制するための静的触媒式水素再結合器（以下「PAR」という。）、PAR動作監視装置及び手順等。</p> <p>② 水素濃度を測定し監視するための原子炉建屋水素濃度計及び手順等。</p> <p>③ 上記設備のためのAM用直流125V蓄電池等の代替電源設備及び手順等（※）。</p> <p>※代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理</p> <p>また、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置付けられた重大</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第53条等」で求められている手順

規制要求事項		確認結果（柏崎刈羽6、7）
【設備（配備）】※ <sup>1</sup>	<p>1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。                      【設備（措置）】※<sup>2</sup> は要求事項になし</p>	<p>第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため                      の重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a) 原子炉建屋内の水素濃度上昇の抑制。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR動作監視装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。また、PARは、適切な位置に配置され、水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。さらに、原子炉建屋内の水素濃度及び酸素濃度を可燃領域未満とするために必要な水素処理容量を有する設計（各号炉56個）とする。</p> <p>b) 原子炉建屋内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建屋水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c) PAR動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度計は、代替電源設備からの給電に対応した設計とする。</p>
【技術的能力】※ <sup>3</sup>	<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	<p>a) 水素濃度制御設備であるPARを設置し、原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために必要な手順等を整備することを確認した。</p> <p>b) 水素濃度制御で使用する設備及び原子炉建屋内の水素濃度監視で使用する設備については、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失時に代替電源設備から給電する手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第53条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.10

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順：なし

1.10.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第53条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>第53条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.10.2.1以降に示す。</p> <p>1) 第53条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 原子炉建屋内の水素濃度上昇の抑制。そのために、PAR（電源を必要としない）及びPAR動作監視装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 原子炉建屋内の水素濃度監視設備による水素濃度の測定及び監視。そのために、原子炉建屋水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「表1.10.2 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>「水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止及び原子炉建屋内の水素濃度監視」のための手順</p> <p>PARは、原子炉建屋内の水素濃度の上昇に伴って触媒反応を開始するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。炉心損傷を判断した場合には、PAR動作監視装置の作動状況確認及び原子炉建屋内の水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、中央制御室での監視を1名で実施する。</p> <p>なお、非常用ガス処理系が運転している際に、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合には、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する。（※）</p> <p>（※）非常用ガス処理系に関する設備及び手順等については、「1.16 原子炉制御室及びその居住性等に関する手順等」において整理。</p> <p>③作業環境等</p> <p>PAR動作監視装置の作動状況確認及び原子炉建屋内の水素濃度監視の手順は、配管の接続等の作業はなく、中央制御室での監視であることを確認した。なお、上記で選定した手順について、a)必要な手順を明確化していること、b)必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>1) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>① 自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>② 自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1) 原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制及び原子炉建屋内からの水素ガス排出のための自主対策設備及び手順等を整備することを確認した。</p> <p>① 対策と設備                      原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制のためのサプレッションプール浄化系及び格納容器頂部注水系並びに原子炉建屋内からの水素ガス排出のための原子炉建屋トップベント（表2 自主対策における自主対策設備 参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとすることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「原子炉格納容器外への水素ガスの漏えい抑制」のための手順</p> <p>ア. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合には、サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、サプレッションプール浄化系ポンプの起動等を計4名により、約40分で実施する。</p> <p>イ. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合において、サプレッションプール浄化系が使用できない場合には、格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホースの接続等を計7名により、約330分で実施する。</p> <p>なお、上記の自主対策を行った場合、注水によりトップヘッドフランジ締付ボルトが冷却されたときに発生する応力が降伏応力を下回っており、ボルトが破損することはないことなどから他の設備に与える悪影響がないとすることを確認した。</p> <p>b. 「原子炉建屋内からの水素排出」のための手順</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合には、原子炉建屋トップベントによる水素ガス排出の手順に着手する。この手順では、原子炉建屋トップベントの開放等を計4名により、約55分で実施する。なお、上記の原子炉建屋トップベントを開放する場合には、放水砲を用いた原子炉建屋への放水を実施する。（※）</p> <p>※放水砲に関する設備及び手順等については、「1. 1 2 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等」において整理。なお、格納容器ベントに関する設備及び手順等については、「1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備及び手順等」において整理。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.10.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための手順等

(1) 原子炉ウェル注水

a. 【自主対策】サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、復水貯蔵槽を水源としてサプレッションプール浄化系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.10.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>なお、追補1の別添「自主対策設備の悪影響防止について」において、他の設備に与える影響がないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 原子炉格納容器頂部を急冷することによる原子炉格納容器閉じ込め機能への影響 原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。</p> <p>b. 原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響 原子炉建屋オペレーティングフロアに水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。</p> <p>c. 原子炉格納容器の負圧破損に対する影響 原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 操作手順</p> <p>c. 所要時間等</p>	<p>a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合には、サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水の手順に着手する」としており、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、サプレッションプール浄化系ポンプの起動等により、原子炉ウェル注水を行う手順であり、「第1.10.5図 サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、系統の構成、サプレッションプール浄化系ポンプの起動等を計4名により、約40分で実施する」としていることを確認した。</p>

b. 【自主対策】格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水（淡水/海水）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建屋等の水素爆発を防止するため、防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.10.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>なお、追補1の別添「自主対策設備の悪影響防止について」において、他の設備に与える影響がないことを前述のa.のとおり確認した。</p>
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合において、サプレッションプール浄化系が使用できない場合には、格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の起動等により、原子炉ウェル注水を行う手順であり、「第1.10.3図 格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水/海水）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の配備、ホースの接続等を計7名により、約330分で実施するとしていることを確認した。</p>

1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための手順等

(1) 【技術的能力】 原子炉建屋内の水素濃度監視及び PAR の動作監視

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋水素濃度計にて原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度及び原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建屋内の水素濃度」）を監視するものである。また、PARの動作状況を確認するため、PAR動作監視装置にてPARの出入口温度を監視するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.10にて求められている「水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.10.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、PAR動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断した場合には、PAR動作監視装置の作動状況確認及び原子炉建屋内の水素濃度監視の手順に着手する。電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を監視項目である「原子炉格納容器内の放射線率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル」等で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。また、その計器が「第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、PAR動作監視装置にてPARの動作状態、原子炉建屋内水素濃度計にて原子炉建屋内の水素濃度を監視する手順であり、PARの動作状態の監視等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室での監視等を1名で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	中央制御室のみの手順であることを確認した。

(2) 【自主対策】原子炉建屋トップベント

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放することにより、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止するものであり、そのための自主対策設備が、「第1.10.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置付ける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順の着手は、原子炉建屋内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合には、原子炉建屋トップベントによる水素ガス排出の順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、原子炉建屋トップベントの開放により、原子炉建屋内の水素を原子炉建屋外に排出する手順であり、「第1.10.8図 原子炉建屋トップベント タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. この手順では、原子炉建屋トップベントの開放等を計4名により、約55分を実施するとしていることを確認した。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	<p>水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順の選択について、「第1.10.9図 重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <p>a. 原子炉ウェル注水 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、原子炉格納容器内の温度の上昇が継続している場合で、サプレッションプール浄化系が使用可能であればサプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水を実施する。サプレッションプール浄化系が使用不可能な場合は、格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。この際の水源は防火水槽を優先し、防火水槽が使用不可能な場合は淡水貯水池を使用する。</p> <p>b. 原子炉建屋内の水素濃度監視及び原子炉建屋トップベント 原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近に設置されている原子炉建屋水素濃度計及び PAR 動作監視装置による PAR の動作状況を監視する。PAR の動作により、原子炉建屋内の水素濃度上昇は抑制されるが、仮に原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが PAR で処理しきれない場合は、水素ガスの発生源を断つため、格納容器ベント操作を実施する。 それでもなお原子炉建屋内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建屋の水素爆発を防止するため、原子炉建屋トップベントにより水素ガスの排出を実施する。</p>

1.10.2.3 【技術的能力】水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順等

確認結果（柏崎刈羽6、7）
炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する方針であることを確認した。代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する方針であることを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水 格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水（淡水/海水）	サプレッションプール浄化系（サプレッションプール浄化系ポンプ）及び格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））	原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する効果に不確かさがあるものの、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、原子炉建屋への水素ガスの漏えいを抑制するための手段となり得る。
原子炉建屋トップベント	原子炉建屋トップベント	放射性物質の低減機能がないものの、原子炉建屋内に漏えいした水素ガスが PAR で処理しきれない場合は、原子炉建屋内における水素ガスの滞留を防止するための手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 1.1及び設置許可基準規則第5.4条）

I	要求事項の整理	1.11-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.11-4
1.11.1	対応手段と設備の選定	1.11-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.11-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.11-5
1.11.2	重大事故等時の手順等	1.11-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.11-10
a.	第5.4条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.11-10
b.	第3.7条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.11-11
(2)	優先順位について	1.11-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.11-12
1.11.2.1	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の手順等	1.11-14
(1)	燃料プール代替注水	1.11-14
a.	【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	1.11-14
b.	【技術的能力】燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）	1.11-15
c.	【自主対策】消火系による使用済燃料プールへの注水	1.11-16
(2)	漏えい抑制	1.11-17
a.	【技術的能力】サイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	1.11-17
1.11.2.2	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の手順等	1.11-18
(1)	燃料プールのスプレイ	1.11-18
a.	【技術的能力】燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）	1.11-18
b.	【技術的能力】燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水／海水）	1.11-19
(2)	漏えい緩和	1.11-20
a.	【自主対策】使用済燃料プール漏えい緩和	1.11-20
(3)	原子炉建屋への放水	1.11-20
a.	【技術的能力】大容量送水車及び放水砲等による原子炉建屋への放水	1.11-20
1.11.2.3	重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視のための手順等	1.11-21
(1)	使用済燃料プールの状態監視	1.11-21
a.	【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	1.11-21
b.	【技術的能力】代替電源による給電	1.11-22
1.11.2.4	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための手順等	1.11-23
(1)	【技術的能力、有効性評価（第3.7条）】代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	1.11-23
1.11.2.5	優先順位	1.11-24

I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 1.1使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 1.1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成二十五年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<設置許可基準規則第54条>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量</p>	<p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
4.1 想定事故 1	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）
4.2 想定事故 2	
4.2 想定事故 2	サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制
2.3 全交流動力電源喪失	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
2.4 崩壊熱除去機能喪失	
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	
3.4 水素燃焼	
5.1 崩壊熱除去機能喪失（停止中）	
5.2 全交流動力電源喪失（停止中）	

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第54条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 11項（以下「第54条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

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

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

1.11.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第54条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能は、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系による冷却機能である。注水機能は、残留熱除去系（残留熱除去系ポンプによる補給機能）、復水補給水系及びサプレッションプール浄化系（非常時補給モード）による注水機能である。</p> <p>これらの冷却及び注水機能が故障等により喪失した場合、又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。また、使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は使用済燃料プールの小規模な漏えい発生時において、発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。さらに、使用済燃料プールから大量の水が漏えいし、使用済燃料プールの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料プールへのスプレイにより使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第54条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第54条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第54条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析の結果（「第1.11.1 図 機能喪失原因対策分析」参照）、フロントライン系の故障として、復水補給水ポンプの故障、燃料プール冷却浄化系ポンプの故障、残留熱除去系のポンプの故障、サプレッションプール冷却浄化系ポンプの故障等を想定する。また、サポート系の故障として、原子炉補機冷却系喪失、全交流動力電源喪失、直流電源喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.11.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第54条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第54条等の要求事項を満たすため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料プールへの代替注水のための可搬型代替注水ポンプ(A-1級)等の設備及び手順等</p> <p>② 使用済燃料プールの除熱機能復旧のための設備及び手順等。</p> <p>③ 使用済燃料プールへのスプレイのための可搬型代替注水ポンプ(A-1級)等の設備及び手順等</p> <p>④ 原子炉建屋への放水のための大容量送水車、放水砲等の設備及び手順等</p> <p>⑤ 状態監視（使用済燃料プールの温度、水位等の計測）のための設備及び手順等</p> <p>⑥ 状態監視設備に給電するための第一ガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等</p> <p>有効性評価（第37条）において、「想定事故1」及び「想定事故2」における燃料損傷を防止するための重大事故等対処設備及び手順等とし</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>て以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料プールへの代替注水を行うための設備及び手順等</p> <p>② 使用済燃料プールを監視するための設備及び手順等</p> <p>③ 上記設備のための代替電源設備及び手順等</p> <p>また、使用済燃料プールで発生した熱を燃料プール冷却浄化系から代替原子炉補機冷却系を介して最終ヒートシンクへ輸送するため、以下の設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>④ 使用済燃料プールの除熱機能復旧のための設備及び手順等</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第54条等」で求められている手順

【設備（配備）】※1	要求概要	確認結果
	<p>第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スpray設備として、可搬型Spray設備（Sprayヘッド、Sprayライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) Spray設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	<p>要求事項について、以下のとおり適合していることを確認した。</p> <p>1 想定事故1及び想定事故2を対象としていることを確認した。</p> <p>2</p> <p>a) 使用済燃料プールへの代替注水。そのために、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、常設Sprayヘッド、可搬型Sprayヘッド、燃料プール代替注水系（常設）配管及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>b) 可搬型代替注水ポンプを使用した代替注水及びSprayは、軽油燃料で運転可能であり、淡水又は海水を水源とすることで設計基準対象施設の注水設備である残留熱除去系に対して多様性を有し、可搬型代替注水ポンプが使用済燃料プールの水位を維持するために必要な容量を有することを確認した。</p> <p>3</p> <p>a) 使用済燃料プールへのSpray及び原子炉建屋への放水砲等による放水。そのために、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、常設Sprayヘッド、可搬型Sprayヘッド、燃料プール代替注水系（常設）配管、ホース、大容量送水車及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>b) 燃料損傷を緩和するため、Spray設備は使用済燃料プール全域に必要な流量でSprayできる設計とすることを確認した。</p> <p>c) 原子炉建屋への放水のための大容量送水車、放水砲等の設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1.12関係）」において整理。</p> <p>4</p> <p>a) 使用済燃料プールの状態監視。そのために、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA 広域)及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)を重大事故等対処設備として新たに整備する。使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA)の測定可能範囲を使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA 広域)で補うなどして、重大事故等に</p>

		<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> <p>（【設備（措置）】※<sup>2</sup> は要求事項になし）</p>	<p>より変動する可能性のある範囲にわたり状態監視が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>b) 状態監視設備は代替電源設備である第一ガスタービン発電機等からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（空冷装置含む）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>	
<p>【技術的能力】※<sup>3</sup></p>		<p>1. 1 1 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	<p>1 想定事故1及び想定事故2を対象としていることを確認した。</p> <p>2</p> <p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○使用済燃料プールへの代替注水のための可搬型代替注水ポンプ(A-1級)等の設備及び手順等</p> <p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○使用済燃料プールの除熱機能復旧のための設備及び手順等</p> <p>3</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○使用済燃料プールへのスプレーのための可搬型代替注水ポンプ(A-1級)等の設備及び手順等</p> <p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を以下のとおり整備することを確認した。</p> <p>○使用済燃料プールへのスプレーのための可搬型代替注水ポンプ(A-1級)等</p>	

	<p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p><b>の設備及び手順等</b></p> <p>4</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できるよう、以下の手順等を整備することを確認した。</p> <p>○<b>状態監視（使用済燃料プールの温度、水位等の計測）のための設備及び手順等</b></p> <p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、代替電源設備からの給電を可能とするよう、以下の手順等を整備することを確認した。</p> <p>○<b>状態監視設備に給電するための第一ガスタービン発電機等の代替電源設備及び手順等</b></p> <p>なお、この手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備していることを確認した。</p>	
--	--	--	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第54条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.11

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順：「燃料プール代替注水系による常設プレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）」、「サイフォン現象による使用済燃料プール水漏れ発生時の漏れ抑制」、「代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱」

1.11.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第54条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1) 第54条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽 6、7）</p> <p>第54条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.11.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第54条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 使用済燃料プールへの代替注水。そのために、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、燃料プール代替注水系（常設）配管及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 燃料プール冷却浄化系の復旧、そのために、熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 使用済燃料プールへのスプレイ及び原子炉建屋への放水砲等による放水。そのために、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、燃料プール代替注水系（常設）配管、ホース、大容量送水車及び放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 原子炉建屋への放水。そのために、大容量送水車、放水砲等を新たに整備する。</p> <p>e. 使用済燃料プールの状態監視。そのために、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(空冷装置含む)を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.11.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「使用済燃料プールへの代替注水」のための手順</p> <p>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、常設スプレイヘッド及び燃料プール代替注水系（常設）配管による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ等の配置、系統の構成等を計7名により、330分以内で実施する。</p> <p>また、常設スプレイヘッドが使用できない場合には、原子炉建屋の接続口を経由し、可搬型スプレイヘッド及びホースによる使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ等の配置、系統の構成等を計9名により、約330分で実施する。なお、原子炉建屋の接続口を経由できない場合には、原子炉建屋の大物搬入口を経由し、可搬型スプレイヘッド及びホースによる使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ等の配置、系統の構成等を計9名により、約340分で実施する。</p> <p>c. 「燃料プールへの代替スプレイ」のための手順</p> <p>使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料プールの異常な水位低下(燃料貯蔵ラック上端より+2m未満まで低下)を確認した場合には、常設スプレイヘッド等による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ等の配置、系</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルート確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>統の構成等を計7名により、330分以内で実施する。</p> <p>また、常設スプレイヘッドが使用できない場合には、原子炉建屋の接続口を経由し、可搬型スプレイヘッド及びホースによる使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ等の配置、系統の構成等を計9名により、約330分で実施する。なお、原子炉建屋の接続口を経由できない場合には、原子炉建屋の大物搬入口を経由し、可搬型スプレイヘッド及びホースによる使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する。この手順では、可搬型代替注水ポンプ等の配置、系統の構成等を計9名により、約340分で実施する。</p> <p>c. 「原子炉建屋への放水」のための手順                      原子炉建屋への放水に関する設備及び手順等については、「IV-4. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順等（第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12関係）」において整理。</p> <p>d. 「使用済燃料プールの状態監視」のための手順                      使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の起動の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する。この手順では、電源確認、冷却装置の弁操作及び空冷装置の起動等を計3名により、約20分で実施する。</p> <p>e. 「燃料プール冷却浄化系の復旧」のための手順                      全交流動力電源が喪失することにより使用済燃料プールの除熱機能が失われた後、常設代替電源設備等からの給電が完了している場合には、燃料プール冷却浄化系復旧の手順に着手する。この手順では、燃料プール冷却浄化系ポンプの起動等を計6名により、約45分で実施する。</p> <p>③作業環境等                      a) 必要な手順等を明確化していること、b) 可搬型代替注水ポンプ等による代替注水及びスプレイの手順等について、接続作業、ポンプの起動等を定め、必要な人員を確保するとともに必要な訓練を行うこと、c) 移動経路を確保していること、d) 照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、e) 必要な通信連絡設備を確保していることなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.11.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備                      有効性評価（第37条）において、使用済燃料プールへの注水、燃料プール冷却浄化系の復旧、使用済燃料プールの監視、及びそれらの設備への代替給電を必要な対策としていることを確認した。</p> <p>2) 手順等の方針                      これらの対策は（1）1）a.、b.及びe.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重大事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じであるとしていることを確認した。</p>

<p>基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルート確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	
---	--

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 重大事故等防止技術的能力基準第4.3条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	第54条等に基づき、フロントライン系故障時及びサポート系故障時の手順について、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合の対応手順毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。 個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.11.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>重大事故等への対処を確実に実施するため、対策の抽出を行い、使用済燃料プールへの代替注水、状態監視及び漏えい緩和のための自主対策設備及び手順等を整備していること確認した。</p> <p>(1) 使用済燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等</p> <p>①対策と設備 ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンク（表2自主対策設備 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「使用済燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等」 ディーゼル駆動消火ポンプによる対処が必要な火災が発生していない場合であって、使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、ディーゼル駆動消火ポンプ等による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する。この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプ等の起動、使用済燃料プールへの注水を計6名により、約30分で実施する。なお、可搬型代替注水ポンプが使用できる場合には、ディーゼル駆動消火ポンプよりも優先して用いる。</p>

	<p>(2) <u>使用済燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等</u></p> <p>① 対策と設備 ステンレス鋼板、シール材、接着剤及び吊り降ろしロープ（表IV-4.11-1参照。）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>② 主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「<u>使用済燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等</u>」 <u>使用済燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は、中央制御室のTVモニターに表示される使用済燃料貯蔵プール監視カメラの映像により使用済燃料プールの異常な水位低下を確認した場合には、使用済燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和に着手するとしている。この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計3名により、約120分で実施するとしている。</u></p>
--	--

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備 対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※ ※1.11.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針 <u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。{アクセスルート}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の手順等

(1) 燃料プール代替注水

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、可搬型代替注水ポンプ等により、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 2a) にて求められている「想定事故 1 及び 2 が発生した場合の代替注水設備」に係る手段であるとともに、有効性評価（第 37 条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順」に整理され、<b>可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)、常設スプレイヘッド、燃料プール代替注水系（常設）配管</b>を重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。</p> <p>（※）「想定事故 1」及び「想定事故 2」についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順の着手は、<b>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、常設スプレイヘッド及び燃料プール代替注水系（常設）配管による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する</b>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合</b>」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、淡水又は海水を水源とし、可搬型代替注水ポンプ及び常設スプレイヘッドにより使用済燃料プールへ注水する手順であり、「第 1.11.7 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、可搬型代替注水ポンプ等の配置、系統の構成等を</b>、淡水貯水池を水源としあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合には、<b>計 7 名により、330 分以内で実施すること及び淡水貯水池を水源としあらかじめ敷設してあるホースを使用した場合には、計 5 名により、115 分以内で実施すること</b>を確認した。また、有効性評価（第 37 条）に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>常設スプレイヘッドを使用した代替注水は、使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも使用済燃料プールに接近する必要がないよう、原子炉建屋の外での操作が可能な設計とすること</b>、<b>可搬型スプレイヘッドを使用した代替注水は、作業時間は短いため、緊急作業時の被ばく限度に対しては十分余裕があること</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.3-1 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。</li> <li>また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。</li> <li>・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保しており、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

b. 【技術的能力】燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、可搬型代替注水ポンプ等により、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 2a)にて求められている「想定事故1及び2が発生した場合の代替注水設備」に係る手段である。そのための設備は、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、 <u>可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、可搬型スプレイヘッド</u> 等を重大事故対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 使用済燃料プール注水の<u>手順着手の条件に至った場合であって、常設スプレイヘッドが使用できない場合には、原子炉建屋の接続口を経由し、可搬型スプレイヘッド及びホースによる使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する</u>。原子炉建屋の接続口を経由できない場合には、原子炉建屋の大物搬入口を経由し、可搬型スプレイヘッド及びホースによる使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する」としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<u>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合</u>」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、淡水又は海水を水源とし、使用済燃料プールへホースを敷設し、可搬型設備である可搬型代替注水ポンプ及び可搬型スプレイヘッドにより使用済燃料プールへ注水する手順であり、「第 1.11.9 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）（系統構成） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、原子炉建屋の接続口を経由する場合には<u>計9名により、約330分で実施する</u>及び原子炉建屋の接続口を経由できない場合には<u>計9名により、約340分で実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>通信設備による必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.3-2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。</u></li> <li>・ <u>また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u></li> <li>・ <u>通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。</u></li> <li>・ <u>作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保しており、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</u></li> </ul>

c. 【自主対策】消火系による使用済燃料プールへの注水

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、消火系による使用済燃料プールへの注水を行う。そのための自主対策設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. <span style="border: 1px solid black;">ディーゼル駆動消火ポンプによる対処が必要な火災が発生していない場合であって、使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合には、ディーゼル駆動消火ポンプ等による使用済燃料プールへの代替注水の手順に着手する</span>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、ろ過水タンクを水源とし消火系により使用済燃料プールへの注水するものであり、「第 1.11.12 図 消火系による使用済燃料プールへの注水 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. <span style="border: 1px solid black;">この手順では、系統の構成、ディーゼル駆動消火ポンプ等の起動、使用済燃料プールへの注水を計 6 名により、約 30 分で実施する</span>としていることを確認した。</p>

(2) 漏えい抑制

a. 【技術的能力】サイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、サイフォン現象により使用済燃料プールディフューザ配管から使用済燃料プール水の漏えいが発生し、サイフォンブレイク孔位置まで使用済燃料プールの水位が低下した場合に、サイフォンブレイク孔からの空気の流入によりサイフォン現象の継続が停止したことを確認し、現場の手動弁操作により破断箇所を系統から隔離することによって、使用済燃料プール水の漏えい抑制を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.11「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順」に係る手段である。そのための設備は、「第1.11.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、サイフォン防止機能を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断機器	<p>a. 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合には、サイフォン現象等による使用済燃料プール水の漏えいを抑制するため、漏えい箇所の隔離の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「使用済燃料プール水位低警報が発生した場合」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が「燃料プール水位低 警報」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.11.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、現場の手動弁操作により破断箇所の系統からの隔離等を行う手順であり、「第1.11.14図 サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、水位低下の要因調査、中央制御室からの遠隔操作及び現場操作による弁の閉止、並びに、漏えい停止の確認等を計4名により、90分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.11.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 通信設備による必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.11.3-4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行する。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</li> </ul>

1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の手順等

(1) 燃料プールのスプレイ

a. 【技術的能力】燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ等により、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3a)、3b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合においてスプレイ設備による臨界防止等に必要な手順を整備すること」等に係る手段である。そのための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されており、 <u>可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)、常設スプレイヘッド、燃料プール代替注水系（常設）配管、ホース、大容量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> としていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料プールの異常な水位低下(燃料貯蔵ラック上端より+2m 未満まで低下)を確認した場合には、常設スプレイヘッド等による使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する</u> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「 <u>使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合又は使用済燃料プールの異常な水位低下(燃料貯蔵ラック上端より+2m 未満まで低下)を確認した場合</u> 」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が「燃料プール水位低 警報」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、淡水又は海水を水源とし、可搬型設備である可搬型代替注水ポンプ及び常設スプレイヘッドにより使用済燃料プールへ注水する手順であり、「第 1.11.16 図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水） タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. <u>この手順では、可搬型代替注水ポンプ等の配置、系統の構成等を淡水貯水池を水源とし、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合には、計 7 名により、330 分以内で実施すること及び淡水貯水池を水源としあらかじめ敷設してあるホースを使用した場合には、計 5 名により、140 分以内で実施すること</u> を確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u> を確認した。 c. <u>常設スプレイヘッドを使用したスプレイは、使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも使用済燃料プールに接近する必要がないよう、原子炉建屋の外での操作が可能な設計とすること、可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイは、作業時間は短いため、緊急作業時の被ばく限度に対しては十分余裕があること</u> を確認した。 <u>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.3-1 において、以下のとおり示されている。</u> ・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。 <u>また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</u> ・通信設備等について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。 ・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保しており、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。

b. 【技術的能力】燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールのスプレイ（淡水/海水）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ等により、可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3a)、3b) にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合においてスプレイ設備による臨界防止等に必要な手順を整備すること」等に係る手段である。このための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されており、 <u>可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)、可搬型スプレイヘッド、燃料プール代替注水系（常設）配管、ホース、大容量送水車を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 使用済燃料プールのスプレイの<u>手順着手の条件に至った場合であって、常設スプレイヘッドが使用できない場合には、原子炉建屋の接続口を経由し、可搬型スプレイヘッド及びホースによる使用済燃料プールへのスプレイの手順に着手する</u>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<u>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合、若しくは、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し復旧が見込めない場合</u>」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「燃料プール水位低 警報」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、淡水又は海水を水源とし、可搬型設備である可搬型代替注水ポンプ及び可搬型スプレイヘッドにより使用済燃料プールへ注水する手順であり、「第 1.11.18 図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）（系統構成）タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、原子炉建屋の接続口を経由する場合には、<u>可搬型代替注水ポンプ等の配置、系統の構成等を計 9 名により、約 330 分で実施する</u>とし、原子炉建屋の接続口を経由できない場合には、原子炉建屋の大物搬入口を経由し、<u>可搬型代替注水ポンプ等の配置、系統の構成等を計 9 名により、約 340 分で実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>通信設備による必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.3-2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。</li> <li>また、現場への移動は、地震等による重大事故等が発生した場合でも安全に移動できる経路を移動する。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する。</li> <li>・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保しており、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

(2) 漏えい緩和

a. 【自主対策】使用済燃料プール漏えい緩和

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材（ステンレス鋼板等）を用いて、使用済燃料プール内側からの漏えい緩和を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合であって、使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合、又は、中央制御室の TV モニタに表示される使用済燃料貯蔵プール監視カメラの映像により使用済燃料プールの異常な水位低下を確認した場合には、使用済燃料プールにおいて、ステンレス鋼板等を用いた水の漏えいの緩和に着手することを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、ステンレス鋼板へのシール材の接着、貫通穴付近まで吊り下げ等を行うものであり、「第 1.11.20 図 使用済燃料プールからの漏えい緩和 タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、漏えい部への鋼板の設置等を計 3 名により、約 120 分で実施することを確認した。</p>

(3) 原子炉建屋への放水

a. 【技術的能力】大容量送水車及び放水砲等による原子炉建屋への放水

確認結果（柏崎刈羽6、7）
当該手順は、原子炉建屋への放水として大容量送水車を用いた放水砲による原子炉建屋への放水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 3b)にて求められている「燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順の整備」に係る手段である。放水砲による原子炉建屋への放水に関する設備及び手順等は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

1.11.2.3 重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視のための手順等

(1) 使用済燃料プールの状態監視

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備 2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	当該手順は、使用済燃料プールの状態監視として、常設設備による使用済燃料プールの状態監視を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 4a)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の水位等について重大事故等により変動する範囲に渡り計測できること」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備については、「第 1.11.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、 <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(空冷装置含む)を重大事故等対処設備として新たに整備する</u> ことを確認した。 （※）「想定事故 1」及び「想定事故 2」についての有効性評価をいう。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>重大事故等対処設備のうち、常設設備である使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは設置作業等を必要としないため、通常時から継続的に状態の監視が可能である。</u> <u>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合には、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の起動の手順に着手する。全交流動力電源又は直流電源が喪失している場合には、代替電源設備からの給電を確認した後に手順に着手する</u> としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「 <u>使用済燃料プール水位低警報又は温度高警報が発生した場合</u> 」を「使用済燃料プールの監視」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「使用済燃料プールの監視」等であること、その監視項目のための計器が、「使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動を行い使用済燃料プールの状態を監視する手順であり、「第 1.11.22 図 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. <u>この手順では、電源確認、冷却装置の弁操作及び空冷装置の起動等を計 3 名により、約 20 分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.11.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>通信設備による必要な連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. 作業場の室温は通常運転状態と同程度であり、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.11.3-5 において、以下のとおり示されている。 ・ <u>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u> ・ <u>連絡手段について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u> ・ <u>作業環境について、バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行する。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</u>

b. 【技術的能力】 代替電源による給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）

当該手順は、使用済燃料プール監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.11 の解釈 4b)にて求められている「使用済燃料貯蔵槽の計測器が交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設からの給電を可能とすること」に係る手段である。  
 全交流動力電源喪失時又は直流電源喪失時の代替電源確保に関する設備及び手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

1.11.2.4 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための手順等

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱機能ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.11の解釈2b)にて求められている「想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。」等に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備については、「第1.11.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されており、<u>熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価の「全交流動力電源喪失」等についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>全交流動力電源が喪失することにより使用済燃料プールの除熱機能が失われた後、常設代替電源設備等からの給電が完了している場合には、燃料プール冷却浄化系復旧の手順に着手する</u>としていることから、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<u>全交流動力電源が喪失することにより使用済燃料プールの除熱機能が失われた後、常設代替電源設備等からの給電が完了している場合</u>」を「電源」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源」等であること、その監視項目のための計器が、「M/C C 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.11.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、燃料プール冷却浄化系による燃料プール冷却浄化系の起動等により使用済燃料プールの除熱を行う手順であり、「第1.11.24図 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の配置、系統の構成等を計6名により、約45分で実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.11.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>通信設備による必要な連絡手段を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>大容量送水車（熱交換器ユニット用）の配置、ホースの接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.11.3-6において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <u>アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をルート上に配備し、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯する。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></li> <li>・ <u>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</u></li> <li>・ <u>作業環境について、バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備し作業性を確保する。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行する。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備して作業を行う。</u></li> </ul>

1.11.2.5 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>手順の優先順位について、以下の方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位低又は温度高警報の発生により事象を把握するとともに、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて状態の監視を行う。</li> <li>b. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を使用した使用済燃料プールへの注水又はスプレーが可能となるように準備する。</li> <li>c. 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）が使用できない場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を準備するが、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）が使用できない場合は、消火系による使用済燃料プールへの注水を実施する。</li> <li>d. 消火系による使用済燃料プールへの注水は、発電所構内（大湊側）における火災への対応や消火系を用いた原子炉冷却等の用途に用いられる可能性があることから、可搬型代替注水ポンプの使用を優先する。</li> <li>e. 可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水又はスプレーを実施する際は、防火水槽を水源として使用し、防火水槽が使用できない場合は淡水貯水池を使用する。</li> <li>f. 可搬型スプレーヘッドよりも系統構成が容易で使用済燃料プール近傍での現場操作がなく、スロッシング等により使用済燃料プールの水位が低下しても被ばくを低減できることから、常設スプレーヘッドの使用を優先する。</li> <li>g. 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）による使用済燃料プールへの注水を実施しても使用済燃料プールの水位の低下が継続する場合は、漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を実施する。ただし、漏えい緩和には不確定要素が多いことから、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は（A-2 級）を使用した使用済燃料プールへのスプレーを実施する。可搬型代替注水ポンプが使用できず、使用済燃料プールへのスプレーが実施できない場合は、大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。</li> <li>h. 全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱機能の喪失が発生した場合は、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水の確保及び燃料プール代替注水により水源であるスキマサージタンクへの補給を行うことで、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。</li> </ul>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
使用済燃料プールへの代替注水のための設備及び手順等	ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク等	耐震性は確保されていないものの、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の流量を有することから、使用済燃料プールへの注水の代替手段となり得る。
使用済燃料プールからの水の漏えいを緩和するための設備及び手順等	ステンレス鋼板、シーリング材、接着剤及び吊り降ろしロープ	使用済燃料プールに接近可能な場合にしか実施できず、また、効果に不確実性はあるものの、大量の水の漏えいを緩和する手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 12及び設置許可基準規則第55条）

I	要求事項の整理	1. 12-2
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 12-3
1. 12. 1	対応手段と設備の選定	1. 12-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 12-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 12-4
1. 12. 2	重大事故等時の手順等	1. 12-7
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 12-7
a.	第55条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 12-7
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 12-8
(2)	優先順位について	1. 12-9
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 12-9
1. 12. 2. 1	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等	1. 12-11
(1)	大気への放射性物質の拡散抑制	1. 12-11
a.	【技術的能力】大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	1. 12-11
b.	【自主対策】ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み	1. 12-12
(2)	海洋への放射性物質の拡散抑制	1. 12-13
a.	【技術的能力】放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	1. 12-13
b.	【技術的能力】汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	1. 12-14
(3)	優先順位	1. 12-15
1. 12. 2. 2	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順	1. 12-16
(1)	初期対応における延焼防止処置	1. 12-16
a.	【自主対策】化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火	1. 12-16
(2)	航空機燃料火災への対応	1. 12-17
a.	【技術的能力】大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火	1. 12-17
(3)	優先順位	1. 12-18

I 要求事項の整理

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

<重大事故等防止技術的能力基準 1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>

<設置許可基準規則第55条>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない</p>	<p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第五十五条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	該当なし

II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第55条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 12項（以下「第55条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

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

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第55条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対応を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対応手段及び重大事故等対応設備を選定するとしており、「第55条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第55条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対応設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記1)に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対応を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第55条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第55条等による要求事項に基づき、対応手段として、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順、使用済燃料ループ内燃料体等の著しい損傷時の手順及び原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及び原子炉建屋の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第55条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第55条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲等の設備及び手順等</p> <p>② 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するための放射性物質吸着材、汚濁防止膜等の設備及び手順等</p> <p>③ 航空機燃料火災に対して泡消火するための大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車、泡原液混合装置等の設備及び手順等</p> <p>また、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）において、位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第55条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）</p> <p>1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</p> <p>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</p> <p>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</p> <p>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</p> <p>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	<p>1 a) 放水設備による原子炉建屋への放水。そのために、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>1 b) 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車、泡原液混合装置は、海を水源とし、車両等により運搬、移動でき、航空機燃料火災に対応するため、泡消火薬剤と混合しながら複数の方向から原子炉建屋周辺に向けて放水できる設計とすることを確認した。</p> <p>1 c) 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲は、海を水源とし、車両等により運搬、移動でき、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できるとともに、原子炉建屋の最高点である屋上に放水できる容量を有する設計とすることを確認した。</p> <p>1 d) 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、6号炉及び7号炉の共用として1セット（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2セット）を保管することを確認した。泡原液搬送車及び泡原液混合装置は、6号炉及び7号炉の共用として1セット（故障時、保守点検用のバックアップを含めて、合計2セット）を保管することを確認した。</p> <p>1 e) 原子炉建屋への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、放射性物質吸着材、汚濁防止膜、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>

<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。</p>	<p>1 a) 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するための大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲等の設備及び手順等当該手順により、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制することを確認した。</p> <p>1 b) 放水砲による放水に伴う海洋への放射性物質の拡散を抑制するための放射性物質吸着材、汚濁防止膜等の設備及び手順等当該手順により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合は、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。防潮堤内側に放射性物質吸着材を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制することを確認した。</p>	
------------------	--	--	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第55条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 12

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

なし

1.12.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第55条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第55条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第55条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。なお、具体的な個別手順の確認内容については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 第55条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 放水設備による原子炉建屋への放水。そのために、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 原子炉建屋への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、放射性物質吸着材、汚濁防止膜、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災への泡消火。そのために、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車、泡原液混合装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順</p> <p>(a) 「大気への放射性物質の拡散抑制」のための手順                  炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合には、原子炉建屋への放水の                  手順に着手する。この手順では、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から                  放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計8名により、約190分で実施する。手順に着手したときの状況が継続している場合であ                  って、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋トップベントを開放す                  る場合、燃料プールにスプレーができない場合、又はモニタリング・ポストの指示値が一桁上昇した場合には、大容量送水車（原子炉建屋放水設                  備用）を起動し放水砲による放水を開始する。この手順では、放水開始までの作業を計5名により、10分以内で実施する。</p> <p>(b) 「海洋への放射性物質の拡散の抑制」のための手順                  大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、放射性物質吸着材を用いた汚</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、吸着材を設置する集水柵（6箇所）のうち、6号炉及び7号炉の集水柵（2箇所）への吸着材設置については計4名により約100分で実施後、放水する。その後、5号炉の集水柵（1箇所）及び防潮堤下部のフラップゲートへ通じる集水柵（3箇所）への吸着材設置については計4名により約80分で実施する。</p> <p>放射性物質吸着材の設置完了後に汚濁防止膜の設置が可能な状況である場合には、汚濁防止膜を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する。この手順では、汚濁防止膜及び汚濁防止膜設置のための小型船舶を運搬し、各設置場所につき1組目の汚濁防止膜を設置するまでの作業を、北放水口（1箇所）に対しては計6名により約190分で実施し、取水口（3箇所）に対しては計13名により約24時間で実施する。さらに、緊急時対策本部の指示により、各設置場所に2組目の汚濁防止膜を設置する。</p> <p>b. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順</p> <p>航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火の手順に着手する。この手順では、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲までホースを敷設後、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び泡原液混合装置を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計8名により、約190分で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a)必要な手順を明確化していること、b)大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲等により、原子炉建屋又は原子炉建屋周辺へ放水するための手順等について、重大事故等時に原子炉建屋等への放水を的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、c)照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、d)必要な通信連絡手段を確保していること、e)大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 重大事故等防止技術的能力基準第43条（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。	第55条等に基づき、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対応手段毎に優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.12.2.1以降に示す。

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>3. 自主的対策のための設備及び手順等について</p> <p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、<u>航空機衝突による航空機燃料火災等時に泡消火を実施するための自主対策設備及び手順等、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための自主対策設備及び手順等を整備している</u>ことを確認した。</p> <p>(1) <u>航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等</u></p> <p>①対策と設備 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車（表2 自主対策における自主対策設備 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。具体的な個別手順の確認結果については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「<u>航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等</u>」 <u>航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車による泡消火に着手する。この手順では、現場火災状況に基づき大型化学高所放水車を使用するか判断し、大型化学高所放水車を使用しない場合、化学消防自動車及び泡消火薬剤備蓄車を用い、大型化学高所放水車を使用する場合、大型化学高所放水車、水槽付消防ポンプ自動車、化学消防自動車及び泡消火薬剤備蓄車を用いる。ホースを敷設後、化学消防自動車を起動し泡消火を開始する。以上の作業を、大型化学高所放水車を使用しない場合、計8名により約35分で実施し、大型化学高所放水車を使用する場合、計8名により約55分で実施する。水源として防火水槽、海等を用いた場合も同様な手順である。</u></p> <p>(2) <u>原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等</u></p> <p>①対策と設備 ガンマカメラ及びサーモカメラ（表2 自主対策における自主対策設備 参照）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。具体的な個別手順の確認結果については、1.12.2.1以降に示す。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「<u>原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等</u>」 <u>原子炉建屋へ放水する場合には、原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備、ガンマカメラ及びサーモカメラ（表2 自主対策における自主対策設備 参照）を必要に応じて用いている。</u></p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備] ※</p> <p>※1.12.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 【技術的能力】大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷至った場合において、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合に、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により、原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散抑制を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 12にて求められている「解釈 1a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.12.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じてても水位低下が継続する場合、又は原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合には、原子炉建屋への放水の手順に着手する</b>としており<b>手順に着手したときの状況が継続している場合であって、原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合、原子炉建屋内の水素濃度が低下しないことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合、燃料プールにスプレイができない場合、又はモニタリング・ポストの指示値が一桁上昇した場合には、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を起動し放水砲による放水を開始する</b>としておりことを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>炉心損傷を判断した場合であって、あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合、使用済燃料プールの水位が低下した場合であって、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合</b>」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により原子炉建屋に海水を放水する手順であり、「第1.12.2図 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート」を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしておりことを確認した。 ※ブルーム通過中における必要な要員の確保は、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」において確認している。</p> <p>b. <b>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から放水砲までホースを敷設し、放水準備の完了までの作業を計8名により、約190分で実施する。</b>また、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を起動し放水砲による放水を開始する手順では、<b>放水開始までの作業を計5名により、10分以内で実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡手段を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。 具体的には、操作の成立性について、添付資料1.12.2において、以下のとおり示されている。 ・アクセスルートについて、車両のヘッドライト・作業用照明のほか、懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 ・連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策本部と連絡可能である。 ・作業環境について、車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している。</p>

b. 【自主対策】ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順では、原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に、原子炉建屋から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し、大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため、ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し、放射性物質漏えい箇所を絞り込むものであり、そのための自主対策設備が、「第1.12.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を行う手順の着手を判断した場合において、放射性物質の漏えい箇所が原子炉建屋外観上で判断できない場合には、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み作業に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込みを行う手順であり、「第1.12.5 図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所の絞り込み手順 タイムチャート」等を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、ガンマカメラ又はサーモカメラの運搬、放射性物質の漏えい箇所の絞り込み作業を、計2名により約60分を実施することを確認した。</p>

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 【技術的能力】放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順では、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合に放射性物質吸着材を用いて海洋への放射性物質の拡散の抑制を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 12にて求められている「解釈1b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.12.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>放射性物質吸着材を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合には、放射性物質吸着材を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する</b>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲による放射性物質の大気への拡散抑制を行うと判断した場合</b>」を「原子炉格納容器内の放射線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、放射性物質吸着材の設置を行う手順であり、「第1.12.7図 海洋への放射性物質の拡散抑制（放射性物質吸着材）タイムチャート」等を踏まえて、当該手段に必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、吸着材を設置する集水桝（6箇所）のうち、6号炉及び7号炉の集水桝（2箇所）への吸着材設置については計4名により約100分で実施後、放水する。その後、5号炉の集水桝（1箇所）及び防潮堤下部のフラップゲートへ通じる集水桝（3箇所）への吸着材設置については計4名により約80分で実施する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡手段を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.12.5において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、事故環境下において、放射性物質吸着材保管場所から運搬する際、設置箇所までのアクセスルート上に作業に支障となる事象の有無を緊急時対策本部に確認し、最短の移動経路で運搬作業を行う。また、設置作業において夜間でもヘッドライト、可搬型照明設備を準備しており、作業に支障はない。</li> <li>・連絡手段について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策本部と連絡可能である。</li> <li>・作業環境について、保管場所、運搬ルート、作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。また、作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しており、更に可搬型の照明設備準備しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。</li> </ul>

b. 【技術的能力】汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順では、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉建屋への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合に汚濁防止膜を用いて海洋への放射性物質の拡散の抑制を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 12にて求められている「解釈1b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.12.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>汚濁防止膜、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>放射性物質吸着材の設置完了後に汚濁防止膜の設置が可能な状況</b>（大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された等）<b>である場合には、汚濁防止膜を用いた汚染水の海洋への拡散抑制の手順に着手する</b>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「<b>放射性物質吸着材の設置完了後に汚濁防止膜の設置が可能な状況である場合</b>」を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内の放射線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、汚濁防止膜の設置を行う手順であり、「第1.12.9図 海洋への放射性物質の拡散抑制（汚濁防止膜）タイムチャート」等を踏まえて、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、汚濁防止膜及び汚濁防止膜設置のための小型船舶を運搬し、各設置場所につき1組目の汚濁防止膜を設置するまでの作業を、北放水口（1箇所）に対しては計6名により約190分で実施し、取水口（3箇所）に対しては計13名により約24時間で実施する。さらに、緊急時対策本部の指示により、各設置場所に2組目の汚濁防止膜を設置する</b>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.12.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡手段を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</b>を確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.12.6において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルートについて、事故環境下において、汚濁防止膜保管場所から運搬する際、設置箇所までのアクセスルート上に作業に支障となる事象の有無を緊急時対策本部に確認し、最短の移動経路で運搬作業を行う。また、設置作業において夜間でもヘッドライト、可搬型照明設備を準備しており、作業に支障はない。</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策本部と連絡可能である。</b></li> <li>・ <b>作業環境について、保管場所、運搬ルート、作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。また、作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しており、更に可搬型の照明設備を準備しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。</b></li> </ul>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、放射性物質吸着材の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。</p> <p>b. 放射性物質吸着材は、6号及び7号炉に放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水柵2箇所を優先的に設置し、最終的に合計6箇所設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。</p> <p>c. その後、汚濁防止膜を設置するが、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報、津波警報が出ている状況等）である場合、汚濁防止膜の設置が可能な状況になり次第、汚濁防止膜の設置を開始する。</p> <p>d. 放射性物質吸着材の設置作業と汚濁防止膜の設置作業を異なる要員で対応できる場合は、並行して作業を実施することが可能である。</p>

1.12.2.2 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 【自主対策】化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等による泡消火

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順では、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、化学消防自動車単独又は大型化学高所放水車等を用いて初期対応における泡消火を行うものであり、そのための自主対策設備が、「第1.12.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。なお、使用可能な淡水源がある場合は、防火水槽や消火栓（淡水タンク）、使用可能な淡水がなければ海水を使用することを確認した。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. <u>航空機燃料火災が発生した場合において、放水砲等による消火が開始される前の初動対応の場合には、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車による泡消火に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、大型化学高所放水車等による泡消火を行う手順であり、「第1.12.12図 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート」を踏まえて、必要な手段が示されているとしていることを確認した。</p> <p>c. <u>この手順では、現場火災状況に基づき大型化学高所放水車を使用するか判断し、大型化学高所放水車を使用しない場合、化学消防自動車及び泡消火薬剤備蓄車を用い、大型化学高所放水車を使用する場合、大型化学高所放水車、水槽付消防ポンプ自動車、化学消防自動車及び泡消火薬剤備蓄車を用いる。ホースを敷設後、化学消防自動車を起動し泡消火を開始する。以上の作業を、大型化学高所放水車を使用しない場合、計8名により約35分で実施し、大型化学高所放水車を使用する場合、計8名により約55分で実施する。水源として防火水槽、海等を用いた場合も同様な手順である</u>ことを確認した。</p>

(2) 航空機燃料火災への対応

a. 【技術的能力】大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順では、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）等を用いて海水を水源とした泡消火を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 12に係る手段である。そのための設備は、「第1.12.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液搬送車、泡原液混合装置等を重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>航空機燃料火災が発生した場合には、原子炉建屋周辺への泡消火の手順に着手する</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「航空機燃料火災が発生した場合」は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生したことを確認した場合であり、適切に手順に着手できるとしていることを確認した。 c. 手順着手の判断基準は「航空機燃料火災が発生した場合」であり、必要な監視項目及び監視計器等は特にないとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、大容量送水車、放水砲、泡原液搬送車及び泡混合器等による泡消火を行う手順であり、「第1.12.12図 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されているとしていることを確認した。 b. <u>この手順では、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を取水箇所周辺に配置し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）から、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲までホースを敷設後、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び泡原液混合装置を起動し、放水砲による泡消火を開始するまでの作業を計8名により、約190分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特にないとしていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u> を確認した。 b. <u>必要な通信連絡手段を確保していること</u> を確認した。 c. <u>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）等の移動、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないこと</u> を確認した。 <u>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.12.8において、以下のとおり示されている。</u> ・ <u>アクセスルートについて、車両のヘッドライト・作業用照明のほか、懐中電灯・LED多機能ライトを携帯しており、夜間においても接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u> ・ <u>連絡手段について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策本部と連絡可能である。</u> ・ <u>作業環境について、保管場所、運搬ルート、作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はない。また、作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しており、更に可搬型の照明設備準備しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。</u>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>優先順位は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる要員で対応することから、準備完了したものから泡消火を開始する。</p> <p>b. 化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤備蓄車又は大型化学高所放水車は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。</p> <p>c. 初期対応において、アクセスルートを確認するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については、大型化学高所放水車より車両の移動が容易で、機動性が高い化学消防自動車を優先する。</p> <p>d. 建屋等高所への消火活動を行える場合、大型化学高所放水車による泡消火を行う。</p> <p>e. 使用する水源について、化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車又は大型化学高所放水車は、防火水槽、消火栓（淡水タンク）のうち、準備時間が短く、大容量である防火水槽を優先する。防火水槽、消火栓（淡水タンク）が使用できなければ海水を使用する。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、泡原液搬送車、泡原液混合装置及び放水砲による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
原子炉建屋から大気へ放出される放射性物質等を検出するための設備及び手順等	ガンマカメラ及びサーモカメラ	大気への放射性物質の放出を直接抑制する手段ではないものの、原子炉建屋へ放水する際に、放射性物質及び熱を検出するための手段となり得る。
航空機燃料火災に対する初期対応における延焼を防止するための設備及び手順等	化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車、大型化学高所放水車及び泡消火薬剤備蓄車	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に比べ、流量が少ないため、重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくいものの、早期に消火活動を開始できるため、航空機燃料飛散によるアクセスルート及び建屋への延焼拡大を防止するための手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る審査事項の整理と適合性確認結果等（重大事故等防止技術的能力基準1.13及び設置許可基準規則第56条）

I	要求事項の整理	1.13-4
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.13-9
1.13.1	対応手段と設備の選定	1.13-9
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.13-9
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.13-10
1.13.2	重大事故等時の手順等	1.13-15
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.13-15
a.	第56条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.13-15
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.13-17
(2)	優先順位について	1.13-17
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.13-18
1.13.2.1	水源を利用した対応手順	1.13-20
(1)	復水貯蔵槽を水源とした対応手順	1.13-20
a.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）	1.13-20
b.	【技術的能力】高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	1.13-20
c.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）	1.13-20
d.	【技術的能力】高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）	1.13-21
e.	【技術的能力】原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）	1.13-21
f.	【自主対策】制御棒駆動系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（進展抑制）	1.13-21
g.	【自主対策】高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水	1.13-22
h.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】低圧代替注水系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	1.13-22
i.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	1.13-23
j.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器下部注水系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	1.13-23
k.	【自主対策】サプレッションプール浄化系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水	1.13-23
(2)	サプレッション・チェンバを水源とした対応手順	1.13-24
a.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）	1.13-24
b.	【技術的能力】高圧炉心注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	1.13-24
c.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水	1.13-24
d.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱	1.13-24
e.	【技術的能力】残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱	1.13-25
f.	【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.13-25
(3)	ろ過水タンクを水源とした対応手順	1.13-26
a.	【自主対策】消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	1.13-26
b.	【自主対策】消火系による格納容器スプレイ	1.13-26
c.	【自主対策】消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	1.13-27
d.	【自主対策】消火系による使用済燃料プールへの注水	1.13-27
		1.13-1

(4) 防火水槽を水源とした対応手順	1. 13-28
a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(淡水/海水)	1. 13-28
b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】低圧代替注水系（可搬型）による防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-29
c. 【技術的能力】代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	1. 13-29
d. 【技術的能力】防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給	1. 13-29
e. 【技術的能力】格納容器下部注水系(可搬型)による防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	1. 13-30
f. 【自主対策】格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)	1. 13-30
g. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	1. 13-30
h. 【技術的能力】燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	1. 13-30
i. 【技術的能力】燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1. 13-31
j. 【技術的能力】燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	1. 13-31
(5) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	1. 13-32
a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	1. 13-32
b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	1. 13-33
c. 【技術的能力】淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	1. 13-33
d. 【技術的能力】淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	1. 13-33
e. 【技術的能力】淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	1. 13-34
f. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	1. 13-34
g. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	1. 13-35
(6) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	1. 13-36
a. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	1. 13-36
b. 【自主対策】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	1. 13-36
c. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	1. 13-36
d. 【自主対策】淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	1. 13-37
e. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	1. 13-37
f. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	1. 13-37
g. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	1. 13-38
(7) 海を水源とした対応手順	1. 13-39
a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水	1. 13-39
b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水	1. 13-40
c. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】海を水源とした原子炉格納容器内の冷却	1. 13-40
d. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】海を水源とした原子炉格納容器下部への注水	1. 13-41
e. 【自主対策】海を水源とした原子炉ウェルへの注水	1. 13-41
f. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ	1. 13-42
g. 【技術的能力】海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	1. 13-42
h. 【技術的能力】海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制	1. 13-43
i. 【技術的能力】海を水源とした航空機燃料火災への泡消火	1. 13-43
(8) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順	1. 13-43

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 EOP「反応度制御」	1.13-43
b. 【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	1.13-43
c. 【技術的能力】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	1.13-44
(9) 優先順位	1.13-44
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順	1.13-45
(1) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順	1.13-45
a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水)	1.13-45
b. 【自主対策】純水補給水系(仮設発電機使用)による復水貯蔵槽への補給	1.13-47
(2) 防火水槽へ水を補給するための対応手順	1.13-47
a. 【自主対策】淡水貯水池から防火水槽への補給	1.13-47
b. 【自主対策】淡水タンクから防火水槽への補給	1.13-48
c. 【自主対策】海から防火水槽への補給	1.13-48
(3) 淡水タンクへ水を補給するための対応手順	1.13-49
a. 【自主対策】淡水貯水池から淡水タンクへの補給	1.13-49
(4) 優先順位	1.13-49
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順	1.13-51
(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え	1.13-51
a. 【技術的能力】原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	1.13-51
b. 【技術的能力】高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水	1.13-51
(2) 淡水から海水への切替え	1.13-51
a. 【技術的能力】防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水中の場合	1.13-51
b. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水中の場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）	1.13-52

## I 要求事項の整理

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

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備及び手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。</p>

### <設置許可基準規則第56条>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> </ul>
2.2 高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
2.3 全交流電源喪失 2.3.1 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）  2.3.2 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗 2.3.3 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失  2.3.4 全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> <li>・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・淡水貯水池を水源とした使用済み燃料プールへの注水／スプレイ</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
2.4 崩壊熱除去機能喪失 2.4.1 取水機能が喪失した場合	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> </ul>

<p>2.4.2 残留熱除去系が故障した場合</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li>   <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> </ul>
<p>2.5 原子炉停止機能喪失</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・ほう酸注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入</li> </ul>
<p>2.6 LCOA 時注水機能喪失</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> </ul>
<p>2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
<p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>3.1.2 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とし原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li>   <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> </ul>
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> </ul>
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> </ul>
3.4 水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とし原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> </ul>
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却</li> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水</li> <li>・サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の除熱</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> <li>・可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）</li> </ul>
4.1 想定事故1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・淡水貯水池を水源とした使用済み燃料プールへの注水／スプレイ</li> </ul>
4.2 想定事故2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故	
5.1 崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
5.2 全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>
5.3 原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水</li> <li>・海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送</li> </ul>

5.4 反応度の誤投入	該当なし
-------------	------

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

重大事故等の収束に必要な水を供給するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第56条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 13項（以下「第56条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

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

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

### 1.13.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</b></p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第56条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 設計基準事故の収束に必要な水源は、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵槽であるが、これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給する対処設備及び対応手順を整備するとしており、「第56条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第56条等に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記1) 以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>1. 対応手段と設備の選定結果について</b></p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p><b>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</b></p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第56条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故等対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第1.13.1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、炉心注水、原子炉格納容器スプレイによる原子炉格納容器の除熱、原子炉補機冷却系による原子炉格納容器の除熱、燃料プール冷却浄化系への注水に使用する設備の故障を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第1.13.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第56条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>(選定された重大事故等対処設備整備及び手順等)</p> <p>第56条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心注水するための代替水源（復水貯蔵槽）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源（サブプレッション・チェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源（防火水槽）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>④ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源（淡水貯水池）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための代替水源として海水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>⑥ 淡水貯水池又は防火水槽から復水貯蔵槽へ水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>⑦ 淡水貯水池から防火水槽へ水を補給するための設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>⑧ 復水貯蔵槽へ海水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>⑨ 防火水槽へ海水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>⑩ サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽への水源切替のための設備及び手順等。</p> <p>⑪ 淡水から海水への水源切替のための設備及び手順等。</p> <p>また、第45条の要求事項に対応するための手順に加え、有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給する対処設備及び手順書として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 復水貯蔵槽を水源とした対応手順等複数の手順                  詳細は、4ページに記載される表＜有効性評価（第37条）＞（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等））のとおり。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第56条等」等で求められている手順		確認結果（柏崎刈羽6、7）
	規制要求事項	
【設備（配備）】※1	<p>第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）</p> <p>1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>イ）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>ロ）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>ハ）海を水源として利用できること。</p> <p>【設備（措置）】※2</p> <p>ホ）各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>ヘ）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p>	<p>機能喪失原因対策分析の結果、①原子炉圧力容器への注水②原子炉格納容器内の冷却への注水に使用する設備の故障を想定する。それぞれにおける規制要求事項に対する主な手順を以下のとおり示す。（具体的な適合状況については、個別の手順にて確認する。）</p> <p>①重大事故等により、原子炉圧力容器への注水手段又は原子炉格納容器内の冷却手段の水源となるサプレッション・チェンバが枯渇又は破損した場合の主な代替手段</p> <p>1.13.2.1 水源を利用した対応手順</p> <p>(1) 復水貯蔵槽を水源とした対応手順</p> <p>(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順</p> <p>(3) ろ過水タンクを水源とした対応手順</p> <p>(4) 防火水槽を水源とした対応手順</p> <p>(5) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）</p> <p>(6) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）</p> <p>(7) 海を水源とした対応手順</p> <p>(8) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順</p> <p>1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順</p> <p>(1) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順</p> <p>(2) 防火水槽へ水を補給するための対応手順</p> <p>(3) 淡水タンクへ水を補給するための対応手順</p> <p>1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え</p> <p>(2) 淡水から海水への切替え</p>

			<p>②重大事故等により、原子炉圧力容器への注水手段又は原子炉格納容器内の冷却手段の水源となる復水貯蔵槽が枯渇又は破損した場合の主な代替手段</p> <p>1.13.2.1 水源を利用した対応手順</p> <p>(1) 復水貯蔵槽を水源とした対応手順</p> <p>(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順</p> <p>(3) ろ過水タンクを水源とした対応手順</p> <p>(4) 防火水槽を水源とした対応手順</p> <p>(5) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）</p> <p>(6) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）</p> <p>(7) 海を水源とした対応手順</p> <p>(8) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順</p> <p>1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順</p> <p>(1) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順</p> <p>(2) 防火水槽へ水を補給するための対応手順</p> <p>(3) 淡水タンクへ水を補給するための対応手順</p> <p>1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順</p> <p>(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え</p> <p>(2) 淡水から海水への切替え</p>	
	<p>【技術的能力】<sup>※3</sup></p>	<p>1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>イ) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。</p> <p>ロ) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>ハ) 海を水源として利用できること。</p> <p>ニ) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>ホ) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>ヘ) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。</p>	<p>同上</p>	

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第56条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 13

※4；「残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」：残留熱除去系のサポート系故障による手順

○有効性評価（第37条）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水」等に係る手順を整備するとしていることを確認した。有効性評価で解析上考慮されている手順の詳細は、上記した表「有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）」を参照のこと。

1.13.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第56条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第56条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>第56条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.13.2.1 以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第56条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の高圧代替注水系による炉心注水。そのために、高圧代替注水系ポンプを重大事故等対処設備とし て新たに整備するとともに、復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置づける。</p> <p>b. 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時の残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心注水。そのために、サプレッション・チェンバ及び 残留熱除去系を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>c. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための防火水槽からの注水。そのために、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級及びA-2級）及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための淡水貯水池からの注水。そのために、可搬型代替注水ポンプ（A-1 級及びA-2級）及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プールへ注水するための海水の注水。そのために、可搬型代替注水ポンプ（A-1級及びA-2 級）、大容量送水車（海水取水用）及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>f. 復水貯蔵槽への淡水の補給。そのために、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>g. 復水貯蔵槽への海水の補給。そのために、大容量送水車（海水取水用）及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>h. 防火水槽への淡水の補給。そのために、ホース等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>i. 防火水槽への海水の補給。そのために、大容量送水車（海水取水用）及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。。</p> <p>j. サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽への水源切替。そのために、サプレッション・チェンバ、復水貯蔵槽等を重大事故等対処設備 として位置付ける。</p> <p>k. 淡水から海水への水源切替。そのために、可搬型代替注水ポンプ（A-1級及びA-2級）及び大容量送水車（海水取水用）を新たに重大事故等 対処設備として整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメ ータ等については、「表1.13.2 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「中央制御室からの高圧代替注水系起動」のための手順</p> <p>重大事故等の発生時において、給水系、復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心注水ができず、かつ原子炉水位低（レベ ル3）以上を維持できない場合の復水貯蔵槽を水源とした炉心注水の手順の整備については「IV-4. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧 時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>b. 「残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」のための手順            重大事故等の発生時において、全交流動力電源が喪失し、常設代替交流電源設備から非常用高圧母線C系又はD系への受電の完了後、残留熱除去系ポンプが使用可能な状況に復旧された場合のサプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系ポンプ電源復旧後の炉心注水の手順の整備については「IV-4. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備及び手順等」における手順等と同じである。</p> <p>c. 「防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又はA-2 級)による送水(淡水/海水)」のための手順            重大事故等の発生時において、復水貯蔵槽若しくはサプレッション・チェンバを水源とした注水ができない場合には、防火水槽を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の起動等を計3名により、約125分で実施する。</p> <p>d. 「淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又はA-2 級)による送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)」            重大事故等の発生時において、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ及び防火水槽を水源とした注水ができない場合には、淡水貯水池を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の起動等を計6名により、約330分で実施する。</p> <p>f. 「防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又はA-2 級)による送水中の場合」            重大事故等の発生時において、淡水の注水ができない場合には、海を水源とした注水の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水車(海水取水用)の起動等を計10名により、約315分で実施する。</p> <p>g. 「可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水)」            重大事故等の発生時において、復水貯蔵槽への補給が必要な場合には、淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の起動等を計6名により、約340分で実施する。</p> <p>h. 「可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水)」            重大事故等の発生時において、淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給が不可能となるおそれがある場合には、海水を復水貯蔵槽に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水車(海水取水用)の起動等を計11名により、約325分で実施する。</p> <p>i. 「可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給の場合」            重大事故等の発生時において、淡水貯水池から防火水槽への補給が不可能となるおそれがある場合には、海水を防火水槽に補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、大容量送水車(海水取水用)の起動等を計8名により、約300分で実施する。</p> <p>j. 「原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」            重大事故等の発生時において、サプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合には、サプレッション・チェンバから復水貯蔵槽への水源切替の手順に着手する。この手順では、原子炉隔離時冷却系の水源切替スイッチの</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>操作等を計2名により、5分以内で実施する。</p> <p>k. 「防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又はA-2 級)による送水中の場合」</p> <p>重大事故等の発生時において、淡水を水源とした送水又は補給ができない場合には、水源を淡水から海水へ切替える手順に着手する。防火水槽への補給を淡水から海水に切替える手順は、i. の手順と同様である。原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び使用済燃料プールへの注水を淡水貯水池から海水に切替える手順では、ホースの接続、大容量送水車（海水取水用）の起動等を計12名により、325分で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>復水貯蔵槽が水源として使用できない場合、代替水源である防火水槽、淡水貯水池及び海水の選択を明確化して水の供給が中断することがないように水源切替えの優先順位を設定し、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること、代替水源から水を供給するための設備及び手順等について、ホース及び移送ルートの確保、接続作業等を定め、重大事故等時に的確かつ柔軟に対処できるよう人員を確保するとともに必要な訓練を行うとしていること、照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)等の運搬、接続等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p>	<p>1) 対策と設備等</p> <p>有効性評価（第37条）において、重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給するための重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧時に炉心注水するための代替水源（復水貯蔵槽）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>② 原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧時に炉心注水するための代替水源（サプレッション・チェンバ）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>③ 原子炉圧力容器、原子炉格納容器又は使用済燃料プール等へ注水するための代替水源（防火水槽）の確保と水を供給するための設備及び手順等。</p> <p>④ 淡水貯水池又は防火水槽から復水貯蔵槽へ水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 淡水貯水池から防火水槽へ水を補給するための設備及び手順等。</p> <p>2) 手順の方針等</p> <p>これらの対策は、(1) ①a.、b.、c.、d.、e.、g.、h. 及び j. と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じであることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>「水源を利用した対応手段」及び「水源へ水を補給するための対応手段」について、優先順位が示されていることを確認した。詳細については、1.13.2以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1) 申請者は、重大事故等の収束に必要な水を供給するために必要な重大事故等対処設備を整備するとともに、機能喪失原因分析結果を踏まえて、自主対策として自主対策設備及びその手順等を整備していることから、自主対策の確認結果についても、その分析結果を踏まえ、(1) 復水貯蔵槽へ補給する設備及び手順等、(2) 防火水槽へ補給する設備及び手順等とに整理して示す。具体的な個別手順の確認結果については、1.13.2.1以降に示す。</p> <p>(1) 復水貯蔵槽へ補給する設備及び手順等</p> <p>①対策と手順及び、②主な手順及び手順着手の判断基準等</p> <p>復水貯蔵槽へ補給する設備(表2 自主対策における自主対策設備参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>重大事故等の発生時に、復水貯蔵槽への補給ができない場合には、純水タンクから復水貯蔵槽への補給の手順に着手する。この手順では、仮設発電機及び純水移送ポンプの起動等を計6名により、約185分で実施する。</p> <p>(2) 防火水槽へ補給する設備及び手順等</p> <p>①対策と手順及び、②主な手順及び手順着手の判断基準等</p> <p>淡水タンク(ろ過水タンク、純水タンク)または海水を防火水槽へ補給するための設備(「表2 自主対策における自主対策設備」参照)を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>① 重大事故等の発生時に、防火水槽を水源として用いる場合であって、淡水貯水池から防火水槽への補給ができない場合には、淡水タンクから防火水槽への補給の手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、弁操作等を計2名により、約70分で実施する。</p> <p>② 重大事故等の発生時に、防火水槽を水源として用いる場合であって、淡水貯水池から防火水槽への補給ができない場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いて海水を防火水槽に補給する手順に着手する。この手順では、防潮堤の外から防火水槽までのホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の起動等を計3名により、約190分で実施する。</p> <p>③ 重大事故等の発生時に、防火水槽を水源として用いる場合であって、大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2級)により海水を補給できない場合には、代替原子炉補機冷却海水ポンプを用いて防火水槽に海水を補給する手順に着手する。この手順では、ホースの敷設、代替原子炉補機冷却海水ポンプの起動等を計11名により、約420分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※1.13.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。{系統切替え}</p> <p>③作業環境等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

### 1.13.2.1 水源を利用した対応手順

#### (1) 復水貯蔵槽を水源とした対応手順

##### a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

##### (1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水系、復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13 解釈1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

##### b. 【技術的能力】高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

##### (1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水系、復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、中央制御室からの手動操作により高圧炉心注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13 解釈1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

##### c. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

##### (1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のどちらかの場合、中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13 解釈1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・給水系、復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉圧力容器への注水ができない場合で、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、
- ・全交流動力電源喪失により、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合において、高圧代替注水系が使用可能な場合。

これらの操作手順のうち、高圧注水系が機能喪失した場合の高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

d. 【技術的能力】 高圧代替注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉圧力容器への注水ができない場合で、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、かつ中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

e. 【技術的能力】 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動できない場合、又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、原子炉隔離時冷却系を現場での弁の手動操作により起動し原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

f. 【自主対策】 制御棒駆動系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（進展抑制）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、制御棒駆動系を用いて原子炉圧力容器への注水を実施することを確認した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、制御棒駆動系を使用可能な場合
- ・ 炉心損傷を判断した場合において、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合において、制御棒駆動系が使用可能な場合

上記のための自主対策設備については、「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

これらの操作手順のうち、全交流動力電源喪失又は高圧炉心注水系の機能喪失時の制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

g. 【自主対策】 高圧炉心注水系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への緊急注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水を実施することを確認した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備によるM/C D系への給電が可能となった場合。
- ・ 炉心損傷を判断した場合において、原子炉圧力容器への高圧注水機能が喪失した場合において、高圧炉心注水系が使用可能な場合

上記のための自主対策設備については、「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

h. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 低圧代替注水系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、低圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13解釈1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・ 給水・復水系及び非常用炉心冷却系により原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合であって、低圧代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合。
- ・ 原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合であって、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。
- ・ 炉心損傷を判断した場合において、給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができない場合であって、低圧代替注水系（常設）が使用可能な場合。

これらの操作手順のうち、常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1)a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」、残存熔融炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

i. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下のいずれかの場合、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>（炉心損傷判断前）</p> <p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合であって、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。</p> <p>（炉心損傷判断後）</p> <p>炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合であって、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。</p> <p>これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

j. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】格納容器下部注水系（常設）による復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、損傷炉心の冷却が未達成の場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合、予め原子炉格納容器下部への初期水張りを実施することを確認した。また、原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合、崩壊熱相当の流量で原子炉格納容器下部への注水を継続するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

k. 【自主対策】サプレッションプール浄化系による復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度上昇が171℃を超えるおそれがある場合で、サプレッションプール浄化系が使用可能な場合、復水貯蔵槽の水をサプレッションプール浄化系により原子炉ウェルに注水することを確認した。</p> <p>上記のための自主対策設備については、「第1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備していることを確認した。</p>

(2) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】原子炉隔離時冷却系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水・復水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

b. 【技術的能力】高圧炉心注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、給水・復水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

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

c. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。
- ・常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系（低圧注水モード）が使用可能な状態に復旧された場合。

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

d. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）にて格納容器スプレイを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（炉心損傷前）

- ・残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。
- ・常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 D 系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

（炉心損傷後）

- ・炉心損傷を判断した場合において、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 D 系の受電が完了し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が使用可能な状態に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。

e. 【技術的能力】 残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プール水除熱を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

残留熱除去系が健全な場合、下記のいずれかの状態に該当した場合。

- ・逃がし安全弁開固着
- ・サプレッション・チェンバ・プール水の温度が規定温度以上
- ・サプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上

(炉心損傷前)

- ・常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系 (S/P 冷却モード) が使用可能な状態 に復旧された場合

(炉心損傷後)

- ・炉心損傷を判断した場合において、常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線 C 系又は D 系の受電が完了し、残留熱除去系 (S/P 冷却モード) が使用可能な状態に復旧された場合、残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) にてサプレッション・チェンバ・プール水の除熱を実施する。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

f. 【技術的能力、有効性評価（第 37 条）】 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合に、復水補給水系を用いた代替循環冷却の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・復水補給水系が使用可能であること。
- ・代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能であること。
- ・原子炉格納容器内の酸素濃度が 4vol% 以下であること。

これらの操作手順については、「1.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(3) ろ過水タンクを水源とした対応手順

a. 【自主対策】消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下の場合、原子炉圧力容器への注水を実施することを確認した。</p> <p>（消火系による原子炉圧力容器への注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・給水・復水系、非常用炉心冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合。ただし、重大事故へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</li> </ul> <p>（消火系による残存熔融炉心の冷却）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</li> </ul> <p>（消火系による原子炉圧力容器への注水）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、消火系が使用可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</li> </ul> <p>上記のための自主対策設備については、「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水手順及び残存熔融炉心の冷却のための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

b. 【自主対策】消火系による格納容器スプレイ

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下の場合、消火系による格納容器スプレイを実施する。</p> <p>（炉心損傷前）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</li> </ul> <p>（炉心損傷後）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。</li> </ul> <p>上記のための自主対策設備については、「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

c. 【自主対策】消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、原子炉格納容器下部への注水を行う。

（原子炉格納容器下部への初期水張り）

・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合で、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水）

・ 原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系が使用可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

上記のための自主対策設備については、「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

d. 【自主対策】消火系による使用済燃料プールへの注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至り、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水ができず、消火系が使用可能な場合。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

・ 燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。

・ 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

上記のための自主対策設備については、「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 対応手段、対処設備、手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な設備を自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(4) 防火水槽を水源とした対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水(淡水/海水)

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、復水貯蔵槽若しくはサプレッション・チェンバを水源としたからの注水ができない場合に、防火水槽を水源とした原子炉建屋又はフィルタ装置への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 13で求められている「解釈1(a、(f)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係る手順である。そのための設備は、「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理され、可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)、ホース等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。本手順では緊急時対策要員による水源特定、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置、建屋及びスクラバ接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水までの手順を整備し、建屋及びスクラバ接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備することを確認した。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ及びろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができず、淡水貯水池及び淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合。また、フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合には、防火水槽を水源とした原子炉建屋又はフィルタ装置への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「復水貯蔵槽若しくはサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合又はフィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合」を「水源の確保」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準における監視項目が「水源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「復水貯蔵槽水位、復水貯蔵槽水位(SA)」等であることを確認した。また、それが、「第1.13.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の起動等を行い、防火水槽を水源として、緊急時対策要員による水源特定、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置、建屋及びスクラバ接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水を行う手順であり、「第1.13.3図 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水(淡水/海水)タイムチャート」を踏まえ、現場でのホース敷設等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の起動等を計3名により、約125分で実施するとしていたことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.13.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)等の運搬、接続等を行う作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.13.4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルート(移動経路)について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯し、夜間においても接近可能である。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線電話設備)のうち使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトにより、作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。屋外における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 低圧代替注水系（可搬型）による防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合。
- ・原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系が使用できず、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

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

- ・炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合。

この操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

c. 【技術的能力】 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器スプレイを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

d. 【技術的能力】 防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備していることを確認した。

e. 【技術的能力】格納容器下部注水系(可搬型)による防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（初期水張り）

- ・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合で、格納容器下部注水系(常設)及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合  
（原子炉圧力容器下部注水）
  - ・ 原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系(常設)、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系(可搬型)が使用可能な場合
- これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

f. 【自主対策】格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水(淡水/海水)

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、炉心損傷を判断した場合であって、原子炉格納容器内の温度が 171℃ を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合、格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することを確認した。

これらの操作手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備していることを確認した。

g. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至った場合、可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・ 燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・ 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

h. 【技術的能力】燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合に、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・ 燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・ 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

i. 【技術的能力】燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、さらに以下のいずれかの状況に至った場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施ものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13解釈1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合。

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

j. 【技術的能力】燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合であって、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)1台又は可搬型代替注水ポンプ(A-1級)2台により、可搬型代替スプレイヘッドを使用したスプレイを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13解釈1(a)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合。

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

(5) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

設置許可申請書における、1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等の(6)項に記載される手順は、(5)項に記載される 淡水貯水池を水源とした対応手順「あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合」と異なる状況として、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用できない場合の手順を整備したものである。(6)のあらかじめ敷設してあるホースを使用できない場合が、重大事故時等の対応手順であり(5)のあらかじめ敷設してあるホースを使用できる場合は自主対策であるため、本確認事項では、(6)のあらかじめ敷設してあるホースを使用できない場合を先に記載する。

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)により淡水貯水池を水源とした注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13の解釈1a)にて求められている「淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）において解析上顧慮する手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理され、可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)、ホース等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。本手順では緊急時対策要員による水源の確保、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置、建屋及びスクラバ接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水までの手順を整備することを確認した。</p>
<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <b>重大事故等の発生時において、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ、ろ過水タンク及び防火水槽を水源とした原子炉圧力容器等への注水ができず、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合には、淡水貯水池を水源とした注水の手順に着手する</b>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ、ろ過水タンク及び防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水ができない場合」を、「復水貯蔵槽水位」等で確認する等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が、「水源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「復水貯蔵槽水位」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.13.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該操作手順は、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の起動等を行い、緊急時対策要員による水源の確保、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配置、建屋及びスクラバ接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水を行う手順であり、「第1.13.5図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水 タイムチャート」を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の起動等を計6名により、約330分で実施する</b>ことを確認した。また、有効性評価(第37条)に対して整合していることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.13.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p><b>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.13.4において、以下のとおり示されている。</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ <b>アクセスルート(移動経路)について、基本は徒歩での作業を想定する。ヘッドライト及び懐中電灯を携帯する。(道路が健全な場合は車両を使用する)</b></li> <li>・ <b>連絡手段について、通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線電話設備)のうち使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</b></li> <li>・ <b>作業環境について、ヘッドライト及び懐中電灯により、作業性を確保する。屋外における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。</b></li> </ul>

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下のいずれかの場合、低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（炉心冷却）

・給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合

（残存炉心冷却）

・原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系が使用できず、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能の場合

（熔融炉心冷却）

・炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系（常設）及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系（可搬型）が使用可能な場合

これらの操作手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

c. 【技術的能力】 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による格納容器スプレイを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（炉心損傷前）

・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合。

（炉心損傷後）

・炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。

d. 【技術的能力】 淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、フィルタ装置の水位が通常水位を下回ると判断した場合、フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

これらの操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備していることを確認した。

e. 【技術的能力】 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部への注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a) にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

- ・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合
- ・ 原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

f. 【自主対策】 淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の原子炉格納容器内の温度が 171℃ を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合、格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに注水を実施することを確認した。

これらの操作手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

g. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、使用済燃料プールへの注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(f)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（常設）

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

（可搬）

以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

（大規模な水の漏えい、常設）

- ・使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。
- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

（大規模な水の漏えい、可搬）

- ・使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。
- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合。

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(6) 淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

(6) a. ～g. までの記載する手順は、整備された手順のうち、淡水貯水池から防火水槽の間に「あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合」の手順であり、(5)で整備した「あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合」との相違点は「あらかじめ敷設してあるホース」が使用可否のみである。判断基準は両者で同じであるため、ここでは操作手順及び所要時間のみを記載する。なお、あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合の手順は全て自主対策である。

a. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、(6)a. で示される淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用できる場合の手順である。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. (6)a. に記載している「あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合」と同一であることを確認した。 b. 当該操作手順は、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を用いて淡水貯水池を水源とした送水する手順であり、「第1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。 c. この手順では、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台又は2台を使用した場合、ホースの接続等を計2名にて作業を実施した場合、約110分で実施するとしていることを確認した。

b. 【自主対策】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、(6)b. で示される淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用できる場合の手順である。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. (6)b. に記載している「あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合」と同一であることを確認した。 b. 当該操作手順は、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を用いて原子炉圧力容器へ注水する手順であり、「第1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。 c. この手順では、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を使用した場合、ホースの接続等を計8名にて作業を実施した場合、約140分で実施するとしていることを確認した。

c. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、(6)c. で示される淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用できる場合の手順である。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. (6)c. に記載している、「あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合」と同一であることを確認した。 b. 当該操作手順は、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を用いて原子炉格納容器内の冷却する手順であり、「第1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。 c. この手順では、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を使用した場合、ホースの接続等を計8名にて作業を実施した場合、約140分で実施するとしていることを確認した。

d. 【自主対策】淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、(6)d. で示される淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用できる場合の手順である。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. (6)d. に記載している、「あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合」と同一であることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を用いてフィルタ装置へ水張りする手順であり、「第 1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、水張り完了まで、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を使用した場合、ホースの接続等を計 8 名にて作業を実施した場合、約 155 分で実施するとしていることを確認した。</p>

e. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、(6)e. で示される淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用できる場合の手順である。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. (6)e. に記載している、「あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合」と同一であることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を用いて原子炉格納容器下部へ注水する手順であり、「第 1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、水張り完了まで、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を使用した場合、ホースの接続等を計 8 名にて作業を実施した場合、約 140 分で実施するとしていることを確認した。</p>

f. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、(6)f. で示される淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用できる場合の手順である。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. (6)f. に記載している、「あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合」と同一であることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を用いて原子炉ウェルへ注水する手順であり、「第 1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を使用した場合、ホースの接続等を計 5 名にて作業を実施した場合、約 115 分で実施するとしていることを確認した。</p>

g. 【自主対策】淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、(6)g. で示される淡水貯水池を水源とした対応手順（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを使用できる場合の手順である。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. (6)f. に記載している、「あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合」と同一であることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を用いて使用済燃料プールへの注水/スプレイする手順であり、「第 1.13.5 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水 タイムチャート」等を踏まえ、当該手順に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を使用した場合、ホースの接続等を計 5 名にて作業を実施した場合、約 115 分で実施するとしていることを確認した。</p>

(7) 海を水源とした対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）による送水

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）による各種注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13の解釈1 a)、c)にて求められている「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係る手段であり、そのための重大事故等対処設備は「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理され、可搬型代替注水ポンプ（A-1級及びA-2級）、ホース等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>本手順では緊急時対策要員による水源の確保として大容量送水車（海水取水用）の配置、可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）の配置、建屋接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）による送水までの手順を整備し、建屋接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備することを確認した。</p>
<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等の発生時において、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び使用済燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合には、海を水源とした注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「防火水槽及び淡水貯水池が使用できない場合」を「水源の確保」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「水源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「復水貯蔵槽水位、復水貯蔵槽水位(SA)」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.13.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該操作手順は、大容量送水車（海水取水用）の配置、可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）の配置、建屋接続口までのホース接続及び可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）による送水までの手順であり、「第1.13.9 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）による送水 タイムチャート」を踏まえ、現場でのホース敷設等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、ホースの敷設、大容量送水車（海水取水用）の起動等を計10名により、約315分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.13.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.13.4において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルート（移動経路）について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトを携帯し、夜間においても接近可能である。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備（送受信器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線電話設備）のうち使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト、懐中電灯及びLED多機能ライトにより、作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。屋外における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合、可搬型代替注水ポンプ等を用いて原子炉圧力容器への注水を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（原子炉圧力容器への注水）

・給水・復水系及び非常用炉心冷却系により原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、低圧代替注水系(可搬型)及び注入配管が使用可能な場合。

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

（残存溶融炉心の冷却）

・原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できず、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

（溶融炉心冷却のための原子炉圧力容器への注水）

・炉心損傷を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)及び消火系による原子炉圧力容器への注水ができない場合において、低圧代替注水系(可搬型)が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備していることを確認した。

c. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による格納容器スプレイを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（炉心損傷前）

・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

（炉心損傷後）

・炉心損傷を判断した場合において、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)が使用可能な場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

これらの操作手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備していることを確認した。

d. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に注水するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（初期水張り）

・ 損傷炉心の冷却が未達成の場合で、格納容器下部注水系（常設）及び消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合。

（原子炉圧力容器破損後）

・ 原子炉圧力容器の破損の徴候及び破損によるパラメータの変化により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）、消火系による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器下部注水系（可搬型）が使用可能な場合。

これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

e. 【自主対策】海を水源とした原子炉ウェルへの注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」等として、炉心損傷を判断した場合において、原子炉格納容器内の温度が 171℃ を超えるおそれがある場合で、格納容器頂部注水系が使用可能な場合、格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへの注水を実施することを確認した。これらの操作手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

f. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で常設スプレイヘッダより使用済燃料プールへの注水を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13解釈1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（常設）

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合

（可搬）

以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

（大規模な水の漏えい、常設）

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニターにて確認した場合。

（大規模な水の漏えい、可搬）

使用済燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイができない場合。

- ・使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニターにて確認した場合。

これらの操作手順については、「1.11 使用済燃料貯槽の冷却のための手順等」にて整備していることを確認した。

g. 【技術的能力】海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、以下の場合に、補機冷却水の確保を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13解釈1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。

（原子炉補機冷却系が使用可能な場合）

- ・残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合

（原子炉補機冷却系が使用できない場合）

- ・原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却系を使用できない場合

（代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合）

・代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を使用する。さらに、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した場合で、大容量送水車（熱交換器ユニット用）が故障等により使用できない場合は、代替原子炉補機冷却海水ポンプを使用する。

これらの操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備していることを確認した。

h. 【技術的能力】海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、以下の場合に、大容量送水車（海水取水用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷を判断した場合において、あらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合。</li> <li>・ 使用済燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合。</li> <li>・ 大型航空機の衝突など、原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合。</li> </ul> <p>これらの操作手順については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

i. 【技術的能力】海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、航空機燃料火災が発生した場合、大容量送水車（海水取水用）、放水砲、泡原液搬送車及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(c)にて求められている、「海を水源として想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(8) ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】 EOP 「反応度制御」

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、EOP 原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、ペアロッド1組又は制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合、原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1(a)、(f)にて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段であることを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

b. 【自主対策】ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順着手の判断等</p> <p>当該手順は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系を用いて原子炉圧力容器への注水を実施することを確認した。</p> <p>これらの操作手順については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

c. 【技術的能力】 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、炉心が損傷した場合において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としてほう酸水注入系を用いて原子炉圧力容器への注水を実施することを確認した。これらの操作手順については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備するとしていることを確認した。

(9) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>水源を利用した対応手段の優先順位が以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 重大事故等発生時には、原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、燃料プール注水等の復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを水源とした注水をするため、必要となる十分な量の水を復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバに確保する。</p> <p>b. 復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを水源とした注水が実施できず、さらに重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合は、ろ過水タンクを水源として消火系による原子炉等の各設備へ注水を実施する。</p> <p>c. ろ過水タンクを水源として利用できない場合は、防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により原子炉圧力容器等へ注水するため、必要となる十分な量の水を防火水槽に確保する。</p> <p>d. 防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを用いて可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)に水を供給することで原子炉圧力容器等へ注水する。淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合は、淡水貯水池から直接可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により原子炉圧力容器等へ注水する。</p> <p>e. 淡水貯水池を水源として利用できない場合には、海を利用して大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により原子炉圧力容器等へ注水することとなる。</p>

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 復水貯蔵槽へ水を補給するための対応手順

a. 【技術的能力、有効性評価（第37条）】可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給(淡水/海水)

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等の発生時において、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合に、復水貯蔵槽への補給手段がないと復水貯蔵槽水位は低下し、水源が枯渇するため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.13解釈1（fにて求められている、「想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給すること」に係わる手段である。そのための設備は「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理され、うち「可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等を重大事故等対処設備として新たに整備する」としていることを確認した。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断  a. 判断基準          b. 着手タイミング   c. 判断計器	<p>当該手順は、淡水については、重大事故等の発生時において、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合、淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、海水については、重大事故等の発生時において、防火水槽及び淡水貯水池が使用できない場合には、海水を用いて復水貯蔵槽に補給する手順に着手するとしていたことを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>a. 以下の判断基準であることを確認した。</p> <p>（防火水槽が水源の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、防火水槽に淡水又は海水が補給されている場合。</li> </ul> <p>（淡水貯水池が水源の場合であって、あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水貯水池及び淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用可能で、防火水槽が使用できない場合。</li> </ul> <p>（淡水貯水池が水源の場合であって、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水貯水池が使用可能で、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合。</li> </ul> <p>（海が水源の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、防火水槽及び淡水貯水池が使用できない場合</li> </ul> <p>b. 判断基準である「復水貯蔵槽への補給が必要な場合」又は「淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給が不可能となるおそれがある場合を「水源の確保」等で確認すること等により適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作着手の判断における監視項目が「水源の確保」等であること、その監視項目のための計器が「復水貯蔵槽水位(SA)」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.13.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
② 必要な人員等 a. 操作手順	<p>a. 当該手順は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いて淡水貯水池から復水貯蔵槽に補給する手順であり、ケースにより以下を踏まえ、復水貯蔵槽への補給に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>（防火水槽が水源の場合）</p> <p>第1.13.11 図 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給 タイムチャート</p> <p>（淡水貯水池が水源の場合であって、あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）</p> <p>第1.13.13 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給 タイムチャート</p> <p>（淡水貯水池が水源の場合であって、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）</p> <p>第1.13.15 図 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給タイムチャート</p>

<p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>（海が水源の場合）</p> <p>第 1.13.17 図 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給 タイムチャート</p> <p>b. 各手順での所要時間等は、以下であることを確認した。</p> <p>（防火水槽が水源の場合）</p> <p>計 3 名にて作業を実施した場合、作業開始から可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給開始まで約 145 分で実施する。</p> <p>（淡水貯水池が水源の場合であって、あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）</p> <p>計 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)へ淡水貯水池から水を送るまで約 125 分で実施する。</p> <p>（淡水貯水池が水源の場合であって、あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）</p> <p>6 号及び 7 号炉の補給準備を同時に行う運用としており、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)8 台（6 号炉用 4 台、7 号炉用 4 台）の操作を、計 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから片号炉は 340 分、もう一方の号炉は 355 分以内で実施する。</p> <p>（海が水源の場合）</p> <p>計 8 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)への送水まで約 300 分で実施する。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.13.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 弁操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.13.4 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルート(移動経路)について、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトを携帯し、夜間においても接近可能である。</li> <li>・ 連絡手段について、通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線電話設備)のうち使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。</li> <li>・ 作業環境について、車両の作業用照明、ヘッドライト、懐中電灯及び LED 多機能ライトにより、作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯する。屋外における操作は、放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。</li> </ul>

b. 【自主対策】純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において、純水移送ポンプの電源を仮設発電機により確保し、純水タンクから復水貯蔵槽への補給を実施するものであり、そのための設備が「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始された場合で、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給ができない場合には、純水移送ポンプの電源を仮設発電機により確保し、純水タンクから復水貯蔵槽への補給の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、純水タンクから純水移送ポンプを用いて復水貯蔵槽へ補給する手順であり、「第1.13.19図 純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給タイムチャート」等を踏まえ、復水貯蔵槽への補給に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、系統構成、純水移送ポンプの起動等を計9名により、約185分で実施することを確認した。

(2) 防火水槽へ水を補給するための対応手順

a. 【自主対策】淡水貯水池から防火水槽への補給

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において、原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合に防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽へ補給を実施するものであり、そのための設備が「第1.13.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合、可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による原子炉圧力容器への注水の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、純水タンクから純水移送ポンプを用いて復水貯蔵槽へ補給する手順であり、「第1.13.21図 淡水貯水池から防火水槽への補給 タイムチャート」等を踏まえ、復水貯蔵槽への補給に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、系統構成、純水移送ポンプの起動等を計2名により、約85分で実施することを確認した。

b. 【自主対策】淡水タンクから防火水槽への補給

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において、防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池の水が枯渇するおそれがある場合淡水タンク(純水タンク・ろ過水タンク)の水を防火水槽への補給を実施するものであり、そのための設備が「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)の水が枯渇するおそれがある場合、淡水タンクの水を防火水槽へ補給を実施する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、淡水タンクから防火水槽へ補給する手順であり、「第 1.13.23 図 淡水タンクから防火水槽への補給 タイムチャート」等を踏まえ、復水貯蔵槽への補給に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、ホースの敷設等を計 2 名により、約 70 分で実施することを確認した。

c. 【自主対策】海から防火水槽への補給

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	重大事故等の発生時において、防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)の水が枯渇するおそれがある場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により海水を防火水槽へ補給するものであり、そのための設備が「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	当該手順では、防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)の水が枯渇するおそれがある場合に、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)又は大容量送水車(海水取水用)により海水を防火水槽へ補給する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
a. 判断基準	a. 以下の判断基準であることを確認した。 (可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の場合) 防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)の水が枯渇するおそれがあり、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により海水を防火水槽へ補給できない場合。 (大容量送水車(海水取水用)) 防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)の水が枯渇するおそれがあり、大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により海水を防火水槽へ補給できない場合。
b. 操作手順	b. 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を使用する場合の操作は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)又は大容量送水車(海水取水用)により海から防火水槽へ補給する手順であり、「第 1.13.25 図 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給 タイムチャート」等を踏まえ、防火水槽への補給に必要な手段が示されていることを確認した。また、大容量送水車(海水取水用)を使用する場合は、「第 1.13.27 図 大容量送水車(海水取水用)による防火水槽への海水補給 タイムチャート」等を踏まえ、防火水槽への補給に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の場合の操作について、この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)等を計 3 名により、約 190 分で実施することを確認した。また、大容量送水車(海水取水用)を使用する場合の操作について、この手順では、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)等を計 8 名により、約 300 分で実施することを確認した。

(3) 淡水タンクへ水を補給するための対応手順

a. 【自主対策】淡水貯水池から淡水タンクへの補給

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において、淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）を水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池及び淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合であって、淡水タンクの水が枯渇するおそれがある場合は、淡水貯水池の水を淡水タンクへ補給するものであり、そのための設備が「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）を水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、淡水貯水池及び淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合であって、淡水タンクの水が枯渇するおそれがある場合は、淡水貯水池の水を淡水タンクへ補給する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該操作手順は、淡水貯水池から淡水タンクへ補給する手順であり、「第 1.13.31 図 淡水貯水池から淡水タンクへの補給 タイムチャート」等を踏まえ、淡水タンクへの補給に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. 当該手順操作について、この手順では計 2 名により、約 85 分で実施することを確認した。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>水源へ水を補給するための対応手段の優先順位が以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽への補給                     <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 復水貯蔵槽を水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において、外部電源により交流電源が確保できた場合は、純水補給水系により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給する。</li> <li>b. 外部電源喪失により交流電源が確保できない場合で可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)が使用可能な場合は、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により防火水槽から復水貯蔵槽へ補給する。</li> <li>c. 防火水槽を水源として利用できない場合は、淡水貯水池を水源として、淡水貯水池から防火水槽の間にあらかじめ敷設してあるホースを用いて可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により復水貯蔵槽へ補給する。</li> <li>d. 淡水貯水池を水源として利用できない場合は、海を利用した補給手段よりも短時間で補給を開始できる純水補給水系（仮設発電機を使用）により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給する。</li> <li>e. 純水補給水系（仮設発電機を使用）により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給ができない場合は、海を利用して大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により復水貯蔵槽へ補給する。</li> </ul> </li> <li>・防火水槽への補給                     <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又 A-2 級)による送水時において、淡水貯水池から防火水槽へ補給する。</li> <li>b. 淡水貯水池から補給ができない場合は、淡水タンクから防火水槽へ補給する。</li> <li>c. 淡水タンクから補給ができない場合は、大容量送水車(海水取水用)、代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により海から防火水槽へ補給する。なお、大容量送水車(海水取水用)及び代替原子炉補機冷却海水ポンプによる海水の補給は、補給開始までに時間を要することから可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による海水の補給を優先する。</li> </ul> </li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・淡水タンクへの補給</li> <li>a. 淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）を水源としている場合は、淡水貯水池から淡水タンクへ補給する。</li> </ul>

### 1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順

#### (1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え

##### a. 【技術的能力】原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

###### (1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、サプレッション・チェンバ・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超える場合に、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、原子炉隔離時冷却系の水源を切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1（f にて求められている、「水の供給が中断することがないように、水源を切替える手順」に係わる手段である。

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

##### b. 【技術的能力】高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

###### (1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の発生時において、サプレッション・チェンバ・プール水の温度が高圧炉心注水系の設計温度を超える場合に、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、高圧炉心注水系の水源を切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1（f にて求められている、「水の供給が中断することがないように、水源を切替える手順」に係わる手段である。

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

#### (2) 淡水から海水への切替え

##### a. 【技術的能力】防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水中の場合

確認結果（柏崎刈羽6、7）

###### (1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、防火水槽への淡水の供給が継続できないおそれがある場合に、淡水補給から海水補給へ切り替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.13 解釈 1（f にて求められている、「水の供給が中断することがないように、水源を切替える手順」に係わる手段である。

これらの操作手順については、「防火水槽への淡水補給は、「1.13.2.2(2)a. 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1.13.2.2(2)b. 淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて、防火水槽への海水補給は「1.13.2.2(2)c. 海から防火水槽への補給」の手順にて整備するとしていることを確認した。

b. 【自主対策】 淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水中の場合（あらかじめ敷設してあるホースが使用できる場合）

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等の発生時において、淡水貯水池及び防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水ができない場合で、大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水準備が完了している場合に、淡水貯水池の水を淡水タンクへ補給するために淡水貯水池から水源を切り替えるものであり、そのための自主対策設備が「第 1.13.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順対応手段、対処設備及び手順書一覧」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順の方針	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等の発生時において、淡水貯水池及び防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水ができない場合で、大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水準備が完了している場合に、淡水貯水池の水を淡水タンクへ補給する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該操作手順は、淡水貯水池から淡水タンクへ補給する手順であり、「第 1.13.32 図 淡水貯水池から海を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)への送水の切替え タイムチャート」等を踏まえ、淡水タンクへの補給に必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順操作について、この手順では、ホースの敷設等を計 4 名により、約 40 分で実施することを確認した。大容量送水車（海水取水用）の準備から切替えを実施した場合は、計 4 名により、約 325 分で対応可能であることを確認した。

表 2 自主対策等における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給	純水タンク及び仮設発電機等	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給ができない場合には、復水貯蔵槽への淡水を補給するための代替水源としての設備となり得る。
淡水タンクからの防火水槽への補給	淡水タンク（ろ過水タンク、純水タンク）等	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、淡水貯水池から防火水槽への補給ができない場合には、防火水槽への淡水を補給するための代替水源としての設備となり得る。
海からの防火水槽への補給（可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給の場合）	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)	取水箇所が防潮堤の外であり、津波が遡上した場合に期待することができないが、大容量送水車（海水取水用）による海水を防火水槽に補給できない場合の代替手段となり得る。
海からの防火水槽への補給（代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給の場合）	代替原子炉補機冷却海水ポンプ等	専用の給電設備の準備が必要であり、補給開始までに時間を要するが、大容量送水車（海水取水用）による海水を用いて防火水槽に補給できない場合の代替手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準 1. 14 及び設置許可基準規則第 57条）

I	要求事項の整理	1. 14-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 14-5
1. 14. 1	対応手段と設備の選定	1. 14-5
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 14-5
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 14-6
1. 14. 2	重大事故等時の手順等	1. 14-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 14-10
a.	第 57条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 14-10
b.	第 37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 14-12
(2)	優先順位について	1. 14-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 14-13
1. 14. 2. 1	代替電源（交流）による給電手順等	1. 14-15
(1)	【技術的能力、有効性評価（第 37条）】第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電	1. 14-15
(2)	【技術的能力】電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電	1. 14-16
(3)	【技術的能力】号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系受電	1. 14-17
(4)	優先順位	1. 14-18
1. 14. 2. 2	代替電源（直流）による対応手順	1. 14-19
(1)	【技術的能力、有効性評価（第 37条）】所内蓄電式直流電源設備による給電	1. 14-19
(2)	【技術的能力】可搬型直流電源設備による給電	1. 14-21
(3)	【自主対策】直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電	1. 14-22
(4)	【有効性評価（第 37条）】AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電	1. 14-23
(5)	【有効性評価（第 37条）】常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電	1. 14-24
(6)	【自主対策】号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電	1. 14-25
(7)	優先順位	1. 14-25
1. 14. 2. 3	代替所内電気設備による給電手順等	1. 14-26
(1)	【技術的能力】代替所内電気設備による給電	1. 14-26
1. 14. 2. 4	燃料の補給手順等	1. 14-27
(1)	【技術的能力、有効性評価（第 37条）】軽油タンクからタンクローリへの補給	1. 14-27
(2)	【技術的能力、有効性評価（第 37条）】タンクローリから各機器等への給油	1. 14-28

I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.14 電源の確保に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1.14 電源の確保に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>（1）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>

<設置許可基準規則第57条>（電源設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（電源設備）</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p>	<p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.1 高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
2.3 全交流動力電源喪失（長期TB、TBU、TBP）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
2.3 全交流電源喪失（TBD）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電</li> <li>・常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電</li> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
2.4 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
2.4 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
2.5 LOCA時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
3.4 水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
4.1 想定事故 1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> </ul>
4.2 想定事故 2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>
5.2 全交流動力電源喪失（停止時）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電</li> <li>・所内蓄電式直流電源設備による給電</li> <li>・軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>・タンクローリから各機器への給油</li> </ul>

II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

1.14.1 対応手段と設備の選定

電源の確保に関する手順等について、以下の事項を確認した。

・第57条及び重大事故等防止技術的能力基準1.14項（以下「第57条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

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

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

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第57条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第57条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第57条等」に示された要求事項を踏まえ、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定していること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>1. 対応手段と設備の選定結果について</b></p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p><b>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</b></p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第 57 条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第 37 条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>①機能喪失対策分析結果（「第 1.14.1 図(1/2)～(2/2) 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、設計基準事故対処設備の故障として、非常用高圧母線への交流電源による給電及び直流設備への直流電源による給電に使用する設備並びに非常用所内電気設備の故障を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、想定する故障と対応策との関係について、「第 1.14.1 図(1/2)及び第 1.14.1 図(2/2) 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p> <p>2) 第 57 条等及び有効性評価（第 37 条）に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表 1 のとおり。</p> <p><b>第 57 条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている</b>ことを確認した。</p> <p>① 常設代替交流電源設備として第一ガスタービン発電機により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 号炉間電力融通ケーブル（常設）又は予備として用意した号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた他号炉からの電力融通による給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>③ 可搬型代替交流電源設備として電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>④ 所内蓄電式直流電源設備として直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 可搬型直流電源設備として電源車により給電するための設備及び手順等。</p> <p>⑥ 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>また、有効性評価（第37条）において、電源の確保に関する重大事故等対処設備及び手順等として以下を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>① 第一ガスタービン発電機を代替交流電源として給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>② 直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池を代替直流電源として給電を実施するための設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第57条等」で求められている手順		確認結果
【設備（配備）】※1	規制要求事項	確認結果
	<p>第57条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>【設備（措置）】※2</p> <p>b) 所内蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>第57条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) - i)</p> <p>○可搬型代替交流電源設備による代替電源（交流）からの給電</p> <p>可搬型代替交流電源設備として電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電</p> <p>可搬型直流電源設備として電源車により給電するための設備及び手順等。</p> <p>a) - ii)</p> <p>○常設代替交流電源設備による代替電源（交流）からの給電</p> <p>常設代替交流電源設備として第一ガスタービン発電機により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>○所内蓄電式直流電源設備による非常用電源（直流）からの給電</p> <p>所内蓄電式直流電源設備として直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による代替電源（直流）からの給電</p> <p>代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>要求事項に係る対応として、直流125V蓄電池Aを用いた手順により、全交流動力電源喪失時において、事象発生後8時間、その後、事象発生</p>

	<p>【技術的能力】※3</p>	<p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号炉間の電力融通を行えるようあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p> <p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電</p>	<p>から8時間以内に不要な負荷を切離し、直流125V蓄電池A-2及びAM用125V蓄電池を用いた手順へ切替えることで24時間にわたって給電を確保する。</p> <p>c) ○可搬型直流電源装置による代替電源（直流）からの給電 可搬型直流電源設備として電源車により給電するための設備及び手順等。また、直流母線と接続することにより24時間給電可能である。</p> <p>d) 号炉間の電力融通による代替電源（交流）からの給電 号炉間電力融通ケーブル（常設）又は予備として用意した号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた他号炉からの電力融通による給電を実施するための設備及び手順等。号炉間に敷設されたケーブル等を手動で接続できる。</p> <p>e) 代替所内電気設備による給電 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。 また、所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成し、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とする。これとは別に上記2系統の非常用母線等の機能が喪失した場合に発生する重大事故等の対応に必要な設備に、第一ガスタービン発電機を用いた代替所内電気設備による給電を行う。</p> <p>第2項の要求に対する機器については、今回は未申請であり、対象外であることを確認した。</p> <p>(1)</p> <p>a)</p>	
--	------------------	--	--	--

		<p>源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電を開始できること。</p> <p>c) 複数号機設置されている工場等では、号炉間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p> <p>d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p>	<p>○常設代替交流電源設備による給電 常設代替交流電源設備として第一ガスタービン発電機により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○所内蓄電式直流電源設備による給電 所内蓄電式直流電源設備として直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>○常設代替直流電源設備による給電 AM用直流125V蓄電池により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>○可搬型代替交流電源設備による給電 可搬型代替交流電源設備として電源車により給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>c)</p> <p>○号炉間電力融通電気設備による給電 号炉間電力融通ケーブル(常設)又は予備として用意した号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を用いた他号炉からの電力融通による給電を実施するための設備及び手順等。</p> <p>d)</p> <p>○代替所内電気設備による給電 代替所内電気設備により代替電源から給電を実施するための設備及び手順等。 非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、重大事故等が発生した場合において、共通要因で同時に機能を喪失することなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。</p>	
--	--	--	---	--

※1：【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第57条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2：【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3：【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.14

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

有効性評価で解析上考慮されている手順は以下のとおりであることを確認した。

「第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電」、

「AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電」、「常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電」

「軽油タンクからタンクローリへの補給」、「タンクローリから各機器等への給油」

1.14.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第57条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第57条等に基づく要求事項に対応するための対策と そのために必要な重大事故等対処設備を整備すると していることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等 の方針が第43条等に基づく要求事項に適合している か。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力 基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項） 等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計 測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計 器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に 必要な人員、作業時間等が示されていることを確 認する。</p>	<p>（1）第57条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.14.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第57条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそれのための重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認した。</p> <p>a. 常設代替交流電源設備からの給電。そのために、第一ガスタービン発電機及びタンクローリ（16kL）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 他号炉からの給電。そのために、他号炉の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 可搬型代替交流電源設備からの給電。そのために、電源車及びタンクローリ（4kL）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>d. 所内蓄電式直流電源設備からの給電。そのために、AM用直流125V蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、直流125V蓄電池A及び直流125V蓄電池A-2を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>e. 可搬型直流電源設備からの給電。そのために、電源車及びAM用直流125V充電器を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>f. 代替所内電気設備による給電。そのために、緊急用断路器、AM用動力変圧器、AM用MCC、AM用切替盤及びAM用操作盤を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 代替交流電源設備による給電手順等</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの給電ができない場合には、第一ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電の手順に着手する。この手順では、回路の構成、起動操作、給電の確認等を計6名により、20分以内で実施する。</p> <p>(b) 号炉間電力融通ケーブルによる給電</p> <p>第一ガスタービン発電機からの給電ができない場合において、他号炉の非常用ディーゼル発電機から給電が可能な場合には、号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた他号炉からの電力融通による給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの接続、給電操作等を計18名により、約115分で実施する。号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いた他号炉からの電力融通ができない場合には、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた他号炉からの電力融通による給電の手順に着手する。この手順では、ケーブルの敷設、給電操作等を計18名により、約245分で実施する。</p> <p>(c) 可搬型代替交流電源設備による代替電源（交流）からの給電</p> <p>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いた他号炉からの電力融通ができない場合において、電源車を代替交流電源とした給電の手順に着手する。こ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>の手順では、電源車の配置、ケーブルの敷設、給電操作、給電の確認等を計10名により、約340分で実施する。</p> <p>b. 非常用直流電源設備による代替電源（直流）による給電手順</p> <p>(a) 非常用直流電源設備による代替電源（直流）からの給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、直流125V充電器Aの交流入力電源が喪失した場合には、直流125V蓄電池Aを代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順は自動動作となるため、動作状況を直流125V主母線盤A電圧で確認する。</p> <p>c. 代替電源（直流）による給電手順等</p> <p>(a) 所内蓄電式直流電源設備による代替電源（直流）からの給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、8時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合又は直流125V蓄電池Aの電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合には、直流125V蓄電池A-2を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順では、直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への切り替え及び不要な負荷の切り離しを計4名により、約60分で実施する。さらに、19時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合又は直流125V蓄電池A-2の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合には、AM用直流125V蓄電池を代替直流電源とした給電の手順に着手する。この手順では、直流125V蓄電池A-2からAM用125V蓄電池への切り替えを計4名により、約25分で実施する。</p> <p>(b) 可搬型直流電源設備による代替電源（直流）からの給電</p> <p>全交流動力電源が喪失し、24時間以内に代替交流電源設備による給電が完了する見込みがない場合には、電源車を用いた可搬型直流電源設備による給電の手順に着手する。この手順では、ケーブル敷設、電源からの給電操作、給電の確認等を計10名により、約225分で実施する。</p> <p>d. 代替所内電気設備による給電</p> <p>(a) 代替所内電気設備による給電</p> <p>非常用所内電気設備の非常用高圧母線C系及びD系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合には、第一ガスタービン発電機を用いたAM用MCCへの給電の手順に着手する。この手順では、回路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計4名により、約25分で実施する。</p> <p>非常用所内電気設備の非常用高圧母線C系及びD系が同時に機能喪失して電源からの給電ができない場合で第一ガスタービン発電機が使用できない場合には、可搬型代替交流電源設備を用いたAM用MCCへの給電の手順に着手する。この手順では、回路の構成、電源からの給電操作、給電の確認等を計10名により、約315分で実施する。</p> <p>e. 燃料の補給手順等</p> <p>(a) ガスタービン発電機への燃料（軽油）補給及び（b）電源車への燃料（軽油）補給</p> <p>各機器の燃料が規定油量以上であることを確認した上で運転開始後、燃費からあらかじめ算出した給油時間となった場合には、電源車、第一ガスタービン発電機等への燃料補給の手順に着手する。この手順では、タンクローリ（4kL又は16kL）の準備、ホースの敷設、給油等を計2名により、電源車への燃料補給（4kL）を約120分、第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの燃料補給（16kL）を約210分で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>照明等により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策と そのために必要な重大事故等対処設備を整備するとして いることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等 の方針が第43条等に基づく要求事項に適合している か。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力 基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項） 等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測 可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等 が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に 必要な人員、作業時間等が示されていることを確認 する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルー トの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備 するとしていること、作業環境（作業空間、温度等） に支障がないことを確認する。</p>	<p>（2）第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果を以下のとおり示す。具体的な個別手順の確認内容については、1.14.2.1(2)a.(a)に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>申請者は、有効性評価（第37条）において、必要な電力を確保するために、第一ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電及び直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池を代替直流電源とした給電を必要な対策としている。これらの対策は、(1)①a.及びd.と同じであるため、必要な重大事故等対処設備も同じである。また、これらに関する重要事故等対処設備の設計方針及び手順等の方針も同じである。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等、②必要な人員等及び③作業環境等</p> <p>選定された対策は「第一ガスタービン発電機による代替電源（交流）からの給電」等であり、確認結果については、1.14.2.2以降に記載のとおりである。なお、代替電源の給電の付属手順として、燃料を補給する手順がある。燃料の補給手順は1.14.2.4に記載する。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準第1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>電力を確保するために必要な機能について、それぞれの対策について、優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.14.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策により重大事故等への対処がより確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>①対策と設備 電源の確保に関する機能を回復させるための設備（表2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 第二ガスタービン発電機からの給電 外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの給電ができない場合には、第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用高圧母線経由）による代替交流電源からの給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計12名により、約75分で実施する。荒浜側緊急用高圧母線経由による代替交流電源からの給電ができない場合には、第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用高圧母線経由）による代替交流電源からの給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計12名により、約85分で実施する。</p> <p>b. 電源車（荒浜側緊急用高圧母線経由）からの給電 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電ができない場合であって、荒浜側緊急用高圧母線を経由した電路が健全な場合には、容量が小さいが電源車（荒浜側緊急用高圧母線経由）による代替交流電源からの給電に着手する。この手順では、電路の構成、給電操作等を計12名により、約95分で実施する。</p> <p>c. 直流給電車からの給電 全交流動力電源喪失後、24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合であって、可搬型直流電源設備による給電ができない場合には、給電開始までに時間を要するものの、直流給電車による代替直流電源からの給電に着手する。この手順では、直流給電車の移動、電路の構成、給電操作等を計9名により、約730分で実施する。</p> <p>d. 号炉間連絡ケーブルを用いた他号炉からの電力融通 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車からの給電ができない場合で、他号炉の非常用ディーゼル発電機が健全な場合には、号炉間融通によって確保できる電源の容量は小さく、使用用途及び使用条件が限定されるものの、号炉間連絡ケーブルを用いた他号炉からの電力融通による給電の手順に着手する。この手順では、給電操作等を計3名により、約55分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.14.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1 (1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、<b>第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備</b>していることを確認した。</p> <p>また、当該手順は、前述の重大事故等対処設備設備のみで実施可能であるが、これらに加え、第二ガスタービン発電機を当該手順における自主対策として位置付けることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3ページに記載したく有効性評価（第37条）&gt;（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <b>外部電源及び非常用ディーゼル発電機からの給電ができない場合には、第一ガスタービン発電機を代替交流電源とした給電を実施するための設備及び手順等に着手する</b>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりM/C C系及びM/C D系へ給電できない場合」を、「母線電圧」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「母線電圧」等であること、その監視項目のための計器が「500kV 母線電圧計、M/C C 電圧計」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、第一ガスタービン発電機を起動し、M/C C系及びM/C D系へ給電する手順であり、「第 1.14.8 図 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、電路の構成、起動操作、受電の確認等を計6名により約50分で実施する</b>ことを確認した。設置許可基準 37 条（有効性評価）の「2.2 全交流電源喪失」等においては、作業に必要な要員計6名により、事象発生から約70分後に、第一ガスタービン発電機の起動操作及び低圧代替注水系（常設）への給電を完了すると評価していることから、必要な人数が確保され十分な時間的余裕を持って操作を完了できることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. <b>遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</b>を確認した。当該作業は、建屋内の非管理区域での作業となる。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はないこと。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡すること。</li> <li>・作業環境について、非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</li> </ul>

(2) 【技術的能力】電源車によるP/C C系及びP/C D系受電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、第一ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電ができない場合に、可搬型代替交流電源設備（電源車）による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)b)にて求められている「可搬型代替交流電源からの給電手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、<b>電源車を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>としていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 外部電源、非常用ディーゼル発電機、<b>第一ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブルによる給電ができない場合において、電源車からの給電に着手</b>するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源、非常用ディーゼル発電機、第一ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブルによる給電ができない場合」を、「母線電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「母線電圧」等であること、その監視項目のための計器が「500kV 母線電圧計、M/C C 電圧計、M/C D 電圧計、第一 GTG 発電機電圧計、第二 GTG 発電機電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、電源車により、P/C C系及びP/C D系へ給電する手順であり、「第1.14.9～10図 電源車による代替電源（交流）からの給電タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <b>この手順では、電源車等の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を必要な要員計10名により非常用低圧母線の受電まで約340分で実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <b>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</b>を確認した。</p> <p>b. <b>必要な通信連絡設備を確保していること</b>を確認した。</p> <p>c. 遮断器操作等を行う<b>作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</b>を確認した。当該作業は、建屋内の非管理区域及び屋外での作業となる。                      具体的には、操作の成立性について、添付資料1.14.2において、以下のとおり示されている。                      ・アクセスルートについて、車両のヘッドライト及びヘッドライト及び懐中電灯を携帯すること。                      ・通信設備等について、通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡すること。                      ・作業環境について、屋外における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</p>

(3) 【技術的能力】号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機及び第一ガスタービン発電機による給電ができない場合に、号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)c)にて求められている「号炉間の電力融通に関する手順等」に係る手段である。そのための設備が「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、号炉間電力融通ケーブル（常設）、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機及び第一ガスタービン発電機による給電ができない状況において、他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又は非常用ディーゼル発電機B系が健全で電力融通が可能な場合に号炉間電力融通ケーブル（常設）による代替電源（交流）からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。また、コントロール建屋内に配備する号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合は、荒浜側高台保管場所に配備する号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して電力融通を行うことを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源、非常用ディーゼル発電機及び第一ガスタービン発電機の機能喪失によりM/C C系及びM/C D系へ給電できない場合」を、「母線電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「母線電圧」等であること、その監視項目のための計器が「500kV母線電圧計、M/C C電圧計、M/C D電圧計、第一GTG発電機電圧計」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、号炉間電力融通ケーブル（常設）により、M/C C系及びM/C D系へ給電する手順であり、「第1.14.16図 号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系受電タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用する手順では、<u>ケーブルの接続、給電操作等を計18名により</u>非常用高圧母線の受電までの作業を<u>約115分で実施する</u>としていることを確認した。また、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用する手順では、<u>ケーブルの敷設、給電操作等を計18名により</u>非常用高圧母線の受電までの作業を<u>約245分で実施する</u>としていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。当該作業は、建屋内の非管理区域での作業となる。                      具体的には、操作の成立性について、添付資料1.14.2において、以下のとおり示されている。                      ・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型LED照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はないこと。                      ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡すること。                      ・作業環境について、非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</p>

(4) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>(1) 手順の優先順位</b></p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>必要な電力を確保するための給電手段として、「第 1. 14. 60 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（1/2）」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機による給電を行う。第一ガスタービン発電機による給電ができない場合は、第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用高圧母線（以下「荒浜側緊急用 M/C」という。） 経由） による給電を行う。第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由） による給電ができない場合は、第二ガスタービン発電機の起動状態が正常で大湊側緊急用高圧母線（以下「大湊側緊急用 M/C」という。） を経由した電路が健全であれば、第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由） による給電を行う。第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電ができず、号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通ができない場合は、荒浜側緊急用 M/C を経由した電路が健全であれば、電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由） による給電を行う。</li> </ul> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 第一ガスタービン発電機</li> <li>2. （自主対策）第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用 M/C 経由）</li> <li>3. （自主対策）第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）</li> <li>4. 号炉間電力融通ケーブル（常設）</li> <li>5. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）</li> <li>6. 電源車（荒浜側緊急用 M/C 経由）</li> <li>7. 電源車（AM 用動力変圧器に接続）</li> <li>8. 電源車（緊急用電源切替箱接続装置に接続）</li> </ol> <p>ただし、優先 2、3 で用いる第二ガスタービン発電機は、自主対策設備。</p>

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】所内蓄電式直流電源設備による給電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、当該号炉で外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、第一ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル及び電源車による交流電源の復旧ができない場合、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池から、24時間以上にわたり直流母線へ給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、AM用直流125V蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、直流125V蓄電池A及び直流125V蓄電池A-2を重大事故等対処設備として位置付けるとしていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3ページに記載した＜有効性評価（第37条）＞（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 当該手順は以下の3つの手順を行うとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>[所内蓄電式直流電源設備による給電]</p> <p>全交流動力電源喪失により、直流125V充電器A、直流125V充電器B、直流125V充電器C及び直流125V充電器Dの交流入力電源の喪失が発生した場合において、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池からの給電に着手する。</p> <p>[直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への切替え]</p> <p>全交流動力電源喪失後、8時間以内に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル若しくは電源車による給電操作が完了する見込みがない場合又は直流125V蓄電池Aの電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合において、直流125V蓄電池A-2からの給電に着手する。</p> <p>[直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への切替え]</p> <p>全交流動力電源喪失後、19時間以内に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル若しくは電源車による給電操作が完了する見込みがない場合又は直流125V蓄電池A-2の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合において、AM用直流125V蓄電池からの給電に着手する。</p> <p>b. 当該手順は以下の3つの手順を行うとしており、手順着手のタイミングが具体的に示されていることを確認した。</p> <p>[所内蓄電式直流電源設備による給電]</p> <p>判断基準である「直流125V充電器A、直流125V充電器B、直流125V充電器C及び直流125V充電器Dの交流入力電源の喪失」を、「母線電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できる。</p> <p>[直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への切替え]</p> <p>判断基準である「全交流動力電源喪失後、8時間以内に第一ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル若しくは電源車による給電操作が完了する見込みがない場合又は直流125V蓄電池Aの電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合」を、「母線電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できる。</p> <p>[直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への切替え]</p> <p>判断基準である「全交流動力電源喪失後、19時間以内に第一ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル若しくは電源車による給電操作が完了する見込みがない場合又は直流125V蓄電池A-2の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合」を、「母線電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できる。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「母線電圧」等であること、その監視項目のための計器が「500kV母線電圧計、M/C C電圧計、M/C D電圧計、直流125V主母線盤A電圧計、直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>

<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池により、直流母線へ給電する手順であり、「第 1.14.21 図 所内蓄電式直流電源設備による給電タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 3つの手順に対して、以下のとおり所要時間を確認した。          [所内蓄電式直流電源設備による給電]          この手順では、直流 125V 蓄電池による給電は、計 1 名により直流母線（直流 125V 主母線盤）へ自動で給電されることを確認することを確認した。          [直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への切替え]          この手順では、給電開始から 8 時間以内に中央制御室から不要な負荷の切り離しを計 4 名により約 60 分で実施することを確認した。          [直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への切替え]          この手順では、19 時間以内に直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への現場で受電切り替えを計 4 名により約 25 分で実施するとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。当該作業は、建屋内の非管理区域での作業となる。          具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。          ・アクセスルートについて、バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備し、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携帯し、また、アクセスルート上に支障となる設備はないこと。          ・通信設備等について、通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡すること。          ・作業環境について、非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</p>

(2) 【技術的能力】可搬型直流電源設備による給電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内蓄電式直流電源設備による給電ができない場合に、可搬型直流電源設備（電源車）による給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.14 の解釈 1(1) a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段である。そのための設備が「第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、電源車及び AM 用直流 125V 充電器を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内蓄電式直流電源設備による給電ができない場合において、電源車からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、所内蓄電式直流電源設備による給電ができない場合」を、「母線電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「母線電圧」等であること、その監視項目のための計器が「直流 125V 主母線盤 A 電圧、直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧、AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧」であることを確認した。また、それらの計器が、「第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、電源車により、所内蓄電式直流電源設備へ給電する手順であり、「第 1.14.30 図 可搬型直流電源設備による給電タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、電源車等の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を計 10 名により約 225 分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.14.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。当該作業は、建屋内の非管理区域及び屋外での作業となる。具体的には、操作の成立性について、添付資料 1.14.2 において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライト及びヘッドライト及び懐中電灯を携帯すること。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡すること。</li> <li>・作業環境について、屋外における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</li> </ul>

(3) 【自主対策】直流給電車による直流125V主母線盤Aへの給電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時、所内蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合で、かつ可搬型直流電源設備（電源車、AM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合に、直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し給電を行うものであり、そのための自主対策設備が「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 全交流動力電源喪失後、24時間以内に第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による給電操作が完了する見込みがない場合において、可搬型直流電源設備による給電ができない場合には、直流給電車からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、電源車により、所内蓄電式直流電源設備へ給電する手順であり、「第1.14.33図 直流給電車による直流125V主母線盤Aへの給電タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、電源車等の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を計9名により直流母線の受電までの操作を約730分を実施することを確認した。</p>

(4) 【有効性評価（第37条）】AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時、AM用直流125V蓄電池の電圧が規定電圧である場合で、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車によるM/C C系への給電が可能となった場合に、AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤Aへの給電を実施し、M/C C系緊急用電源母線連絡の遮断器の制御電源の給電を行うものであり、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮するものである。そのための重大事故等対処設備が、「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、AM用直流125V蓄電池を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3ページに記載した＜有効性評価（第37条）＞（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時、AM用直流125V蓄電池の電圧が規定電圧である場合、AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤Aへの給電を実施し、M/C C系緊急用電源母線連絡の遮断器の制御電源の給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時、AM用直流125V蓄電池の電圧が規定電圧である場合」を、「母線電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「母線電圧」等であること、その監視項目のための計器が「AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤Aへ給電する手順であり、「第1.14.35 図 AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、電源車等の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を計3名により作業を実施した場合、25分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 照明により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。当該作業は、建屋内の非管理区域及び屋外での作業となる。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.14.2において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライト及びヘッドライト及び懐中電灯を携帯すること。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡すること。</li> <li>・作業環境について、屋外における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</li> </ul>

(5) 【有効性評価（第37条）】常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、直流125V主母線盤Bの電圧が喪失した場合で、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車のいずれかの手段によるM/C D系への給電のための回路構成、M/C D系受電前準備及び起動操作が完了している場合、M/C D系を受電後、直流125V充電器盤Bから直流125V主母線盤Bへ給電を行うものであり、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮するものである。そのための重大事故等対処設備が、「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、M/C D及び直流125V充電器盤Bを重大事故等対処設備として位置づけることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3ページに記載した＜有効性評価（第37条）＞（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 直流125V主母線盤Bの電圧が喪失した場合で、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車のいずれかの手段によるM/C D系への給電のための回路構成、M/C D系受電前準備及び起動操作が完了している場合、M/C D系を受電後、直流125V充電器盤Bから直流125V主母線盤Bへ給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「直流125V主母線盤Bの電圧が喪失した場合」を、「母線電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「母線電圧」等であること、その監視項目のための計器が「直流125V主母線盤B電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車のいずれかの手段により直流125V主母線盤Bへ給電する手順であり、「第1.14.38図 常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電 タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、第一ガスタービン発電機起動、受電の確認等を計4名により作業を実施した場合、約40分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。当該作業は、建屋内の非管理区域及び屋外での作業となる。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.14.2において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライト及びヘッドライト及び懐中電灯を携帯すること。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡すること。</li> <li>・作業環境について、屋外における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</li> </ul>

(6) 【自主対策】号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）の給電を行うものであり、そのための自主対策設備が「第 1.14.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 当該号炉で外部電源喪失並びに常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備の機能喪失により非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保できない場合には、号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、電源車により、所内蓄電式直流電源設備へ給電する手順であり、「第 1.14.33 図 号炉間連絡ケーブルを使用した直流 125V 主母線盤 A 又は直流 125V 主母線盤 B 受電タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、電源車等の配置、ケーブルの敷設、給電操作、受電の確認等を運転員 1 名、現場運転員 2 名の計 3 名により直流母線の受電までの操作を約 55 分で実施することを確認した。</p>

(7) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>必要な電力を確保するための給電手段として、「第 1.14.60 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)」にて明確化しており、以下に示す優先順位に従い実施する方針としていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル及び電源車による交流電源の復旧ができない場合、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池から、24 時間以上にわたり直流母線へ給電する。</li> <li>外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線（直流 125V 主母線盤）への給電から、直流 125V 蓄電池 A、直流 125V 蓄電池 B、直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 蓄電池 D による直流母線（直流 125V 主母線盤）への給電に自動で切り替わることを確認する。全交流動力電源喪失から 8 時間経過するまでに、直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 による給電に切り替え、その後、直流 125V 蓄電池 A の延命のため、直流 125V 主母線盤の不要な負荷の切離しを実施する。さらに全交流動力電源喪失から 19 時間経過するまでに、直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池による給電に切り替えることで、24 時間以上にわたり直流母線へ給電する。</li> <li>所内蓄電式直流電源設備から直流母線へ給電している 24 時間以内に、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車により P/C C 系及び P/C D 系を受電し、その後、直流 125V 充電器盤 A、直流 125V 充電器盤 B、直流 125V 充電器盤 A-2、AM 用 125V 充電器盤を受電して直流電源の機能を回復させる。なお、蓄電池を充電する際は水素ガスが発生するため、蓄電池室の換気を確保した上で蓄電池の回復充電を実施する。また、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車による P/C C 系及び P/C D 系の受電完了後は、中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧を行う。</li> </ul>

1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等

(1) 【技術的能力】代替所内電気設備による給電

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、代替所内電気設備にて電路を確保し、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通電気設備又は可搬型代替交流電源設備から給電を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)d)にて求められている「所内電気設備による機能維持等」に係る手段である。そのための設備が「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、AM用動力変圧器、AM用MCC、AM用操作盤を重大事故等対処設備として新たに整備する」としていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 非常用所内電気設備であるM/C D系が機能喪失した場合で、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車からAM用MCCへ給電が可能な場合に、代替所内電気設備からの給電に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合」を、「母線電圧」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「母線電圧」等であること、その監視項目のための計器が「電源車電圧計、電源車周波数計、M/C D電圧計、P/C D-1電圧計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、所内代替電気設備から給電する手順であり、「第1.14.46図 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル又は電源車によるAM用MCC受電タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、「電源からの給電操作、給電の確認等を計4名により」代替所内電気設備による給電までの作業を「約25分で実施する」と確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 「照明により夜間等でのアクセス性を確保していること」を確認した。</p> <p>b. 「必要な通信連絡設備を確保していること」を確認した。</p> <p>c. 「遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること」を確認した。当該作業は、建屋内の非管理区域及び屋外での作業となる。                      具体的には、操作の成立性について、添付資料1.14.2において、以下のとおり示されている。                      ・アクセスルートについて、車両のヘッドライト及びヘッドライト及び懐中電灯を携帯すること。                      ・通信設備等について、通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡すること。                      ・作業環境について、屋外における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</p>

1.14.2.4 燃料の補給手順等

(1) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】軽油タンクからタンクローリへの補給

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、重大事故等の対処に必要な第一ガスタービン発電機、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用、原子炉建屋放水設備用及び海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、モニタリング・ポスト用発電機、ディーゼル駆動消火ポンプ又は仮設発電機を使用する場合に、上記設備に給油するため、軽油タンクとタンクローリ（16kL）及び（4kL）を仮設ホースで接続し、タンクローリへ軽油の補給を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1（1）a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。そのための設備が「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、軽油タンク、タンクローリ（4kL）、タンクローリ（16kL）を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3ページに記載したく有効性評価（第37条）&gt;（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 上記設備に給油が必要な場合に、軽油タンクからタンクローリへの補給に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「上記設備を使用する場合」を、「補機監視機能」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」等であること、その監視項目のための計器が「軽油タンク(A)油面計、軽油タンク(B)油面計、タンクローリ油タンクレベル計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、軽油タンクからタンクローリへ燃料を補給する手順であり、「第1.14.54図 軽油タンクからタンクローリへの補給タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、タンクローリ1台当たり緊急時対策要員2名により作業を実施した場合、作業開始を判断してからタンクローリへの補給完了までタンクローリ（4kL）にて105分以内、タンクローリ（16kL）にて120分以内で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。当該作業は、屋外での作業となる。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.14.2において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライト及びヘッドライト及び懐中電灯を携帯すること。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡すること。</li> <li>・作業環境について、屋外における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</li> </ul>

(2) 【技術的能力、有効性評価（第37条）】タンクローリから各機器等への給油

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等発生時に必要な電力を確保するため、重大事故等の対処に必要な第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用、原子炉建屋放水設備用及び海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、モニタリング・ポスト用発電機、ディーゼル駆動消火ポンプ及び仮設発電機を使用する場合に、上記設備に給油するため、タンクローリ（16kL）及び（4kL）を使用するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.14の解釈1(1)a)にて求められている「電源の確保に関する手順等」に係る手段であるとともに、有効性評価（第37条）（※）において解析上考慮する手段である。第一ガスタービン発電機の場合は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクへ給油する。第一ガスタービン発電機の運転に伴い燃料が消費されると、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプが自動起動し、第一ガスタービン発電機用燃料タンクから燃料の補給が開始される。また、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、燃料の補給完了後に自動停止することを確認した。そのための設備が「第1.14.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、タンクローリ（4kL）、タンクローリ（16kL）を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>（※）炉心損傷防止対策の有効性評価のうち「全交流動力電源喪失」、他（詳細は3ページに記載したく有効性評価（第37条）&gt;（有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）を参照））についての有効性評価をいう。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 上記設備が運転した場合において、各機器の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃費からあらかじめ算出した給油時間となった場合に、タンクローリから各機器に給油する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「タンクローリから各機器に給油が必要な場合」を、「補機監視機能」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「補機監視機能」等であること、その監視項目のための計器が「タンクローリ油タンクレベル計、各機器油タンクレベル計」であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、タンクローリから燃料を給油する手順であり、「第1.14.56図 タンクローリから各機器等への給油タイムチャート」、第1.14.57図 軽油タンクからタンクローリ・タンクローリから各機器等への給油7日間サイクルタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、タンクローリ（4kL）と給油機器とのホースの敷設、給油等を計2名により、約15分（1台当たり）で実施することを確認した。また、タンクローリ（16kL）による第一ガスタービン発電機用燃料タンク又は第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油を計2名により約90分で可能であることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.14.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. <u>照明により夜間等でのアクセス性を確保していること</u>を確認した。</p> <p>b. <u>必要な通信連絡設備を確保していること</u>を確認した。</p> <p>c. <u>遮断器操作等を行う作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していること</u>を確認した。当該作業は、屋外での作業となる。</p> <p>具体的には、操作の成立性について、添付資料1.14.2において、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アクセスルートについて、車両のヘッドライト及びヘッドライト及び懐中電灯を携帯すること。</li> <li>・通信設備等について、通信連絡設備（電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡すること。</li> <li>・作業環境について、屋外における操作は放射性物質が放出される可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、ゴム手袋）を装備又は携行して作業を行うとしていることなどを確認した。</li> </ul>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
代替電源による給電	第二ガスタービン発電機（荒浜側緊急用高圧母線経由及び大湊側緊急用高圧母線経由）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、第一ガスタービン発電機の代替手段となり得る。
	電源車（荒浜側緊急用高圧母線経由）	容量が小さく、電路の重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、原子炉建屋近傍以外に電源車を接続して直流電源を確保する手段となり得る。
	直流給電車	給電開始までに時間を要するものの、可搬型直流電源設備の代替手段となり得る。
	号炉間連絡ケーブル	号炉間融通によって確保できる電源の容量は小さく、使用用途及び使用条件が限定されるものの、非常用ディーゼル発電機の起動のために必要な直流電源を確保する手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1.15及び設置許可基準規則第58条）

I	要求事項の整理	1.15-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1.15-4
1.15.1	対応手段と設備の選定	1.15-4
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1.15-4
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1.15-5
1.15.2	重大事故等時の手順等	1.15-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1.15-10
a.	第58条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.15-10
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1.15-12
(2)	優先順位について	1.15-12
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1.15-13
1.15.2.1	監視機能喪失	1.15-15
(1)	計器故障	1.15-15
a.	【技術的能力、自主対策】他チャンネルによる計測	1.15-15
b.	【技術的能力、有効性評価（第37条）、自主対策】代替パラメータによる推定	1.15-16
c.	優先順位	1.15-17
(2)	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	1.15-18
a.	【技術的能力、自主対策】代替パラメータによる推定	1.15-18
b.	【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	1.15-19
c.	優先順位	1.15-20
1.15.2.2	計器に必要な電源の喪失	1.15-21
(1)	全交流動力電源喪失及び直流電源喪失	1.15-21
a.	【技術的能力】所内蓄電式直流電源設備からの給電	1.15-21
b.	【技術的能力、有効性評価（第37条）、自主対策】常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電	1.15-21
c.	【技術的能力、自主対策】可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電	1.15-21
d.	【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	1.15-22
e.	優先順位	1.15-23
1.15.2.3	【技術的能力】重大事故等時のパラメータを記録する手順等	1.15-24

## I 要求事項の整理

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

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1.15事故時の計装に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 15 事故時の計装に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>

### <設置許可基準規則第58条>（計装設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（計装設備）</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p>	<p>第58条（計装設備）</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
2.2 全交流電源喪失（長期TB、TBU、TBP）、 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合） 雰囲気圧力・温度による静的負荷、水素燃焼 5.2 全交流電源喪失（停止時）  3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷、 3.4 水素燃焼	・常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電       上記の手順に加えて ・代替パラメータによる推定

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

計測機器（非常用のものを含む。以下同じ。）の故障により、重大事故等に対処するために必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するための有効な情報を把握するために申請者が計画する必要な設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第58条及び重大事故等防止技術的能力基準1.15項（以下「第58条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。

### 1.15.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、第58条等に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生し、計測機器の故障等により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な対処設備及び対応手順を整備するとしており、「第58条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 第58条等に示された要求事項を踏まえ、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、想定する故障等に対応する手順及び主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する手順を整備し、重大事故等対処設備を選定するとしていること、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行った上で、対策の抽出を行い、自主的に</p> <p>1) に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>① 機能喪失対策分析結果（「第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析」参照）を踏まえ、機能喪失原因対策分析の結果、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等による計器電源の喪失を想定することを確認した。</p> <p>②機能喪失対策分析結果を踏まえ、網羅的に対応する代替手段が選定されていることを確認した。想定する故障と対応策との関係について、「第 1.15.1 図 機能喪失原因対策分析」に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>2) 第58条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>2) 第58条等及び有効性評価（第37条）に対応する重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。 具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故対処設備整備及び手順等）</p> <p>第58条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等。</li> <li>② 計測に必要な計器電源が喪失した場合の設備及び手順等。</li> <li>③ 重大事故等時のパラメータを記録するための設備及び手順等。</li> <li>④ パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための設備及び手順等。</li> <li>⑤ 設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力を明確化する（最高計測可能温度等）。</li> </ul>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第58条等」で求められている手順		確認結果（柏崎刈羽6、7）
	規制要求事項	
【設備（配備）】※1	<p>第58条（計装設備）</p> <p>1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。</p> <p>    i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</p> <p>    ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>    iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p>	<p>第58条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>機能喪失対策分析結果を踏まえ、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合における規制要求事項に対する主な手順等を以下のとおり示す。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における把握能力</p> <p>    「第1.15.2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に、重要監視パラメータ及び主要パラメータ（計測範囲）が示されており、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力が示されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等（代替パラメータによる推定）</p> <p>    重大事故時等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手するとしていることを確認した。</p> <p>    重要代替計器によるパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定めるとしていることを確認した。</p> <p>c) パラメータ記録の手順</p> <p>    原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測又は監視結果について、安全パラメータ表示システム（SPDS）等による計測結果を記録する手順及び可搬型計測器の記録する手順を整備するとしていることを確認した。</p>

	<p>【技術的能力】※3</p>	<p>1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）</p> <p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。</p> <p>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</p> <p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。</p>	<p>重大事故等の炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを「主要パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備により計測されるものを「重要監視パラメータ」と称している。</p> <p>また、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを「代替パラメータ」と称し、うち、重大事故等対処設備により計測されるものを、「重要代替監視パラメータ」と称している。</p> <p>a) 重要監視パラメータの把握能力が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に整理され、明確化されていることを確認した。</p> <p>b) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等（代替パラメータによる推定）</p> <p><u>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する</u>としていることを確認した。</p> <p>重要代替計器によるパラメータには、i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、が含まれていること、iii) 優先順位については、推定するために必要な代替パラメータについて、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定めるとしていることを確認した。</p> <p>c) パラメータ記録の手順</p> <p>原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測又は監視結果について、重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備を整備していることを確認した。</p> <p>d) 直流電源喪失時の可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視</p> <p>直流電源喪失により計装電源が喪失となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断及び操作に必要なものを計測又は監視を</p>	
--	------------------	--	--	--

			<p>行うこと、当該手順において、運転員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表を用いて工学値に換算し換算結果を記録用紙に記録するとしていることを確認した。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第58条のうち、設備等の設置に関する要求事項          ※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項          ※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.15</p>				
<p>○有効性評価（第37条）で求められている手順</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替パラメータによる推定</li> <li>・常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電</li> </ul>				

1.15.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第58条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第58条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第58条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第58条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそれのための重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p> <p>a. 原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの推定及び優先順位の設定。そのために、重要監視パラメータ（第1.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）参照。）及び重要代替監視パラメータを選定し、重要監視パラメータを計測する計器（以下「重要計器」という。）及び代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の給電。そのために、可搬型計測器並びに常設代替交流電源設備及び電源車を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等時のパラメータの記録。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）としてSPDS表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 重大事故等の対処に必要なパラメータを計測する計器の故障時において、原子炉施設の状態を把握するためのパラメータの他チャンネルによる監視及びパラメータの推定。そのために、当該パラメータの他チャンネルの重要計器及び重要代替計器を重大事故等対処設備として位置づける。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項(手順等に関する共通的な要求事項)等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境(作業空間、温度等)に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 「他チャンネルによる計測」のための手順等  重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する。この手順では、中央制御室運転員1名で速やかに対応が可能である。</p> <p>b. 「代替パラメータによる推定」のための手順等（重要代替計器による推定）  重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。この手順では、中央制御室運転員1名で速やかに対応が可能である。</p> <p>c. 「可搬型計測器による計測」のための手順等  重大事故等時に、監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合、又は重大事故等時に直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手する。この手順では、1測定点当たり可搬型計測器の接続、計測等を計4名により約18分で実施する。</p> <p>d. 計器電源喪失時の手順等  計器電源喪失時には、常設代替交流電源設備からの給電又は所内蓄電式直流電源設備からの給電の手順に着手する。代替電源設備等からの給電の手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理していることを確認した。</p> <p>e. パラメータ記録の手順等  重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）等によるパラメータの記録の手順に着手する。</p> <p>③ 作業環境等  照明により夜間等でのアクセス性を確保していること、必要な通信連絡設備を確保していること及び作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことなどを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのため必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p> <p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>1) 対策と設備 有効性評価（第37条）において、以下を重大事故等対処設備として整備することを確認した。 ・代替パラメータによる推定 ・常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電</p> <p>2) 手順等の方針 1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>a. 代替パラメータによる推定 重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われた場合、又は重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。</p> <p>b. 常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電 代替電源設備等からの給電の手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理していることを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>規制要求に対する手順等における優先順位について、以下の項目毎に優先順位が設定されていることを確認した。具体的な確認内容については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>○監視機能喪失時の手順 ・計器故障時の手順等 ・計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順等</p> <p>○計器電源喪失時の手順等</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、重大事故等に対処するために必要な計装設備及びを整備するとともに、機能喪失原因分析結果を踏まえて、自主対策として重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する機能を構成するフロントライン系及びサポート系の機能を回復するための自主対策設備及び手順等を整備していることから、自主対策の確認結果についても、その分析結果を踏まえ、(1) フロントライン系の機能を回復させるための設備及び手順等、(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等とに整理して示す。</p> <p>計装設備及びその手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.15.2.1以降に示す。</p> <p>(1) フロントライン計の機能を回復させるための設備及び手順等</p> <p>①対策と手順</p> <p>重要計器（他チャンネル）、重要代替計器の故障を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するフロントライン系の機能を回復させるための設備（「表2 自主対策における自主対策設備参照」を用いた主な手順等）を定めていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「主要パラメータの他チャンネルの常用計器による計測」のための手順等</p> <p>重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れた場合、又は計器の故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネルの常用計器（以下「常用計器（他チャンネル）」という。）、重要代替監視パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手する。この手順では、中央制御室運転員1名で速やかに対応が可能である。</p> <p>(2) サポート系の機能を回復させるための設備及び手順等</p> <p>①対策と手順</p> <p>直流電源の喪失を想定し、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測するサポート系の機能を回復させるための設備（表2 自主対策における自主対策設備参照）を用いた主な手順等を定めていることを確認した。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「直流給電車又は可搬型直流電源設備からの給電」のための手順等</p> <p>直流電源喪失により、温度、圧力、水位及び注水量等のパラメータが監視できない場合には、直流給電車又は可搬型直流電源設備による電源機能回復に着手している。この手順では、直流給電車等から直流125V主母線盤への給電操作を計9名にて730分で実施するとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。{対策と設備} ※</p> <p>※ 1.15.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に{ }内の事項で標記する。以降同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する。）{着手タイミング}</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。{判断計器}</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、有効性評価（第37条）で確認した内容等を用いて確認する。{所要時間等}</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。{操作計器}</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートの確保されることを確認する。{アクセスルートの確保}</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。{通信設備等}</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。{作業環境}</p> <p>※ 現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨記載し、a.～c.についての記載は不要。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。{判断基準}</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。{操作手順}</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。{所要時間等}</p>

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器故障

a. 【技術的能力、自主対策】他チャンネルによる計測

(a) 【技術的能力】主要パラメータの他チャンネルの重要計器による計測

(b) 【自主対策】主要パラメータの他チャンネルの常用計器による計測

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障した場合には、重要計器（他チャンネル）による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1) にて求められている「重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>また、自主対策として、主要パラメータを計測する多重化された重要計器の多重故障又は常用計器のチャンネル故障により計測することが困難となった場合に、主要パラメータの他チャンネルの常用計器による計測を行う。</p> <p>これらのための設備については、「第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器を重大事故等対処設備として位置付け、常用計器については、自主対策設備として位置づけるとしていることを確認した。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. <u>重大事故等時に監視することが必要なパラメータを計測する計器の故障が疑われる場合には、重要計器（他チャンネル）による計測の手順に着手する</u>としていること、また、自主対策については、<u>重大事故等時に監視している計器の故障が疑われた場合には、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない当該パラメータの他チャンネルの常用計器による計測</u>に着手するとしていることを確認、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合」を「重要計器の指示値に、(a)通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合(b)複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合(c)計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合(d)計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合」を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合」であること、その重要計器の指示値を確認することを確認した。また、それらの計器が「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」以降に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認を行う手順であり、計測にあたっての確認事項を含めて必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間、操作機器等については示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要計器及び常用計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」及び「第 1.15.5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」に示されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）、自主対策】代替パラメータによる推定

(a) 【技術的能力】重要代替計器による推定

(b) 【自主対策】常用代替計器による推定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合、重要代替計器又は常用代替計器<sup>*</sup>によるパラメータの推定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1) にて求められている「重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するための必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>このための設備については、「第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、重要代替計器を重大事故等対処設備として位置づけるとしていること、常用代替計器を自主対策設備と位置づけることを確認した。</p> <p>※常用代替計器による推定のための手順は自主対策として実施される。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。また、自主対策として、代替パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した</p> <p>b. 判断基準である「主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合」等の重要代替計器で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合」であること、重要計器の指示値を確認することを確認した。また、それらの計器が「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」以降に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、代替パラメータによる主要パラメータの具体的な推定を行う手順であり、「第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間、操作機器等については示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要代替計器及び常用代替計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」及び「第 1.15.5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」に示されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>（1）手順の優先順位</b> 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>主要パラメータを計測する計器の故障時の対応手段の優先順位を以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>b. 他チャンネルの重要計器の故障により計測することが困難となった場合は、他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。</p> <p>c. 主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合又は計器の故障が疑われる場合は、「第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」にて定める優先順位にて重要代替計器又は常用代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。</p>

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

a. 【技術的能力、自主対策】代替パラメータによる推定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合、重要代替計器又は常用代替計器<sup>※</sup>によるパラメータの推定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1b)にて求められている「発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること」に係る手段である。</p> <p>このための設備については、「第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、重要代替計器を重大事故等対処設備として位置づけるとしていること、常用代替計器を自主対策設備と位置づけることを確認した。</p> <p>※常用代替計器による推定のための手順は自主対策として実施される。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等時に監視している必要なパラメータの値が計器の計測範囲を外れ確認できない場合には、重要代替計器によるパラメータの推定の手順に着手する。また、自主対策として、代替パラメータを計測する当該パラメータの他の常用代替計器（以下「常用代替計器」という。）によるパラメータの推定に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した</p> <p>b. 判断基準である「重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合」を「高圧代替注水系流量」等の重要代替計器で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合」であること、その重要計器の指示値を確認することを確認した。また、それらの計器が「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」以降に整理されていることを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、代替パラメータによる主要パラメータの具体的な推定する手順であり、「第 1.15.3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に、必要な手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間等が示されていないことを確認した。</p> <p>c. 当該操作手順では、重要代替計器及び常用代替計器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」及び「第 1.15.5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」に示されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合において、重要代替計器又は常用代替計器による代替パラメータの推定が困難となった場合には、可搬型計測器による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1b) にて求められている「発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること」に係る手段である。そのために、重要監視パラメータ（「表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ」参照。）を選定し、代替パラメータを計測する計器（以下「重要代替計器」という。）を重大事故等対処設備として位置付け、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等時に、中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合には、可搬型計測器によるパラメータの計測の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合」は指示値を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合」であり、それらの計器が「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型計測器による計測を行う手順であり、「第 1.15.5 図 可搬型計器による監視パラメータ計測タイムチャート」を踏まえ、可搬型計測器の電池容量の確認、計測結果の換算、記録等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 可搬型計測器の手順では、中央制御室運転員及び現場運転員計 4 名により 1 測定点あたり可搬型計測器の接続、計測等を約 18 分で実施するとしていることを確認した。 c. 当該操作手順では、可搬型計測器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。

c. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>（1）手順の優先順位</b> 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の対応手段の優先順位を以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合に原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を代替パラメータにより推定する。また、推定するために必要な代替パラメータについては、複数のパラメータの中から不確かさを考慮し、「表 1.15.3 代替パラメータによる主要パラメータの推定」に優先順位を定める。</p> <p>b. これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測する。</p>

1.15.2.2 計器に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

a. 【技術的能力】 所内蓄電式直流電源設備からの給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」として、全交流電源喪失時等により計測に必要な計器電源が喪失した場合に所内蓄電式直流電源設備から計器へ給電するとしていることを確認した。  
また、判断基準、操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

b. 【技術的能力、有効性評価（第37条）、自主対策】 常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」として、全交流電源喪失時等により計測に必要な計器電源が喪失した場合に代替電源（交流）から計器へ給電するとしていることを確認した。  
また、当該手順にかかる、判断基準、操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

c. 【技術的能力、自主対策】 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d) にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」として、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失し、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、可搬型直流電源設備及び直流給電車から給電するとしていることを確認した。また、自主対策設備が、「第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理されていることを確認した。自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。  
また、当該手順にかかる、判断基準、操作手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。

d. 【技術的能力】可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合において、可搬型計測器による計測を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1d)にて求められている「直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等を整備すること」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、うち、可搬型計測器等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合」は指示値を確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「中央制御室でのパラメータ監視が確認できない場合」であり、それらの計器が「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型計測器による計測を行う手順であり、「第 1.15.5 図 可搬型計器による監視パラメータ計測タイムチャート」を踏まえ、可搬型計測器の電池容量の確認、計測結果の換算、記録等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. 可搬型計測器の手順では、中央制御室運転員及び現場運転員計4名により「1測定点あたり可搬型計測器の接続、計測等を約18分で実施する」としていることを確認した。 c. 当該操作手順では、可搬型計測器を用いること、計測するパラメータと使用計器の関係が、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	アクセスルートの確保等は、円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備することを確認した。

e. 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>（1）手順の優先順位</b> 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内蓄電式直流電源設備から計測可能な計器に給電する。</li> <li>b. 所内蓄電式直流電源設備から給電されている間に、常設代替交流電源設備、第二代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。</li> <li>c. 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型代替交流電源設備及び直流給電車から計器に給電する。</li> <li>d. 代替電源（交流、直流）からの給電が困難となった場合には、可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</li> </ul>

1.15.2.3 【技術的能力】重大事故等時のパラメータを記録する手順等

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは安全パラメータ表示システム（SPDS）により、計測結果を記録するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.15 の解釈 1c)にて求められている「重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録」に係る手段である。このための設備については、「第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順」に整理され、<b>安全パラメータ表示システム（SPDS）として SPDS 表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>としていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <b>重大事故等が発生した場合には、安全パラメータ表示システム（SPDS）等によるパラメータの記録の手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「重大事故等が発生した場合」に、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 重大事故等の発生の有無については、発生する事象の種類に応じて、技術的能力基準 1.1～1.19 に示した手順に用いる計器等にて確認することを確認した。計器等にて確認することを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 及び b.</p> <p>当該手順では、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果の記録を行う手順であり、以下に示す記録に係る手順、それぞれに必要な要員数が示されていることを確認した。この手順では、現場作業を伴わないことから、所要時間等が示されていないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 安全パラメータ表示システム（SPDS）等による記録（中央制御室運転員 1 名にて実施）</li> <li>・ 可搬型計測器の記録（運転員 1 名にて実施）</li> </ul> <p>c. 当該操作で、記録すべきパラメータと記録場所等については、「第 1.15.2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」、「第 1.15.5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について」及び「第 1.15.3 図 主要設備 概略系統図(3/3)」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
フロントライン系の機能回復	常用計器等によるパラメータの推定	主要パラメータの常用計器及び常用代替計器	重大事故等対処設備に要求される耐震性又は、耐環境性がない計器か、若しくは電源が非常用電源から供給されていないものの、使用可能な場合は事故対応時に有効な手段となり得る。 例)原子炉圧力(0~10MPa)は、原子炉圧力容器最高使用圧力を包絡する範囲まで計測可能となる。
サポート系の機能回復	電源機能回復	直流給電車及び可搬型代替交流電源設備	直流電源による給電ができない場合において、給電開始までに時間を要するものの計器電源回復の有効な手段となり得る。

表3 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器(代表)(※ <sup>1</sup> )	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※ <sup>2</sup> )
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(0~350℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力(SA)(0~11MPa)(※ <sup>3</sup> )	損傷炉心の冷却失敗の判断値(300℃)を監視可能。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)(0~11MPa)	弾性圧力検出器(※ <sup>4</sup> )	・原子炉圧力(0~10MPa)(※ <sup>5</sup> ) ・原子炉圧力容器温度(0~350℃)(※ <sup>3</sup> )	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa)の1.2倍(10.34MPa)を監視可能。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) (-3,200~3,500mm(※ <sup>6</sup> )) 原子炉水位(燃料域) (-4,000~1,300mm(※ <sup>10</sup> ))	差圧式水位検出器(※ <sup>7</sup> )	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位(SA)(-8,000~3,500mm(※ <sup>6</sup> ))(※ <sup>5</sup> ) ・高圧炉心注水系系統流量(0~1,000m <sup>3</sup> /h)(※ <sup>8</sup> ) ・原子炉圧力(SA)(0~11MPa)及び格納容器内圧力(S/C)(0~980.7kPa[abs])(※ <sup>9</sup> )	重大事故等時において、原子炉水位(広帯域)及び原子炉水位(燃料域)にて、原子炉水位制御範囲から燃料有効長底部まで監視可能。

- (※<sup>1</sup>) 複数ある重要代替計器の代表を記載。  
 (※<sup>2</sup>) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。  
 (※<sup>3</sup>) 原子炉圧力容器内が飽和状態と仮定し原子炉圧力容器温度又は原子炉圧力を推定。  
 (※<sup>4</sup>) 隔液ダイヤフラムにかかる原子炉圧力(基準面器からの水頭圧を含む)と大気圧の差を計測。  
 (※<sup>5</sup>) 計測箇所は区分Ⅰから区分Ⅲ。区分Ⅰは原子炉水位(SA)と同じ基準面器で計測器が異なる。  
 (※<sup>6</sup>) 基準点(0mm)は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器下端レベルより1,224cm)。  
 (※<sup>7</sup>) 隔液ダイヤフラムにかかる原子炉圧力(蒸気部)と圧力容器下部の差圧を計測。  
 (※<sup>8</sup>) 原子炉圧力容器への注水量、崩壊熱除去による蒸発量及び直前の水位から炉心の冠水を推定。  
 (※<sup>9</sup>) LOCAの発生がなく、水位を主蒸気配管より上まで注水した場合には、原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から炉心の冠水を推定。  
 (※<sup>10</sup>) 基準点(0mm)は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器下端レベルより905cm)。

原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心注水系系統流量 (0~1,000m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>11</sup> )	・復水貯蔵槽水位(SA)(0~16m(6号炉)、0~17m(7号炉))(※ <sup>12</sup> )	重大事故等時の高圧炉心注水系ポンプの最大注水量(727m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
	高圧代替注水系系統流量 (0~300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>11</sup> )	・復水貯蔵槽水位(SA)(0~16m(6号炉)、0~17m(7号炉))(※ <sup>12</sup> )	重大事故等時の高圧代替注水系ポンプの最大注水量(182m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
	原子炉隔離時冷却系系統流量 (0~300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>11</sup> )	・復水貯蔵槽水位(SA)(0~16m(6号炉)、0~17m(7号炉))(※ <sup>12</sup> )	重大事故等時の原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(182m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) (0~200m <sup>3</sup> /h(6号炉)、 0~150m <sup>3</sup> /h(7号炉))	差圧式流量検出器 (※ <sup>11</sup> )	(低圧代替注水時) ・復水貯蔵槽水位(SA)(0~16m(6号炉)、0~17m(7号炉))(※ <sup>12</sup> )	重大事故等時の復水貯蔵槽水位(SA)又は原子炉水位(SA)の水位変化により推定。
			(代替循環冷却時) ・原子炉水位(SA)(-8,000~3,500mm(※ <sup>6</sup> ))(※ <sup>13</sup> )	原子炉水位(SA)の水位変化により推定。
	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)(0~350m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>11</sup> )	・復水貯蔵槽水位(SA)(0~16m(6号炉)、0~17m(7号炉))(※ <sup>12</sup> )	重大事故等時の低圧代替注水系による原子炉圧力容器注水時における復水移送ポンプの最大注水量(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
	残留熱除去系系統流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>11</sup> )	・サブプレッション・チェンバ・プール水位(-6~11m)(※ <sup>14</sup> )	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量(954m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量) (0~350m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>11</sup> )	(代替格納容器スプレイ冷却時) ・復水貯蔵槽水位(SA)(0~16m(6号炉)、0~17m(7号炉))(※ <sup>12</sup> )	重大事故等時の復水移送ポンプの最大注水量(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
			(代替循環冷却時) ・復水移送ポンプ吐出圧力(0~2MPa)及び復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)(0~200m <sup>3</sup> /h(6号炉)、	重大事故等時の復水移送ポンプの最大注水量(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。

(※<sup>11</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。

(※<sup>12</sup>) 復水貯蔵槽水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

(※<sup>13</sup>) 原子炉水位の変化量及び注水時間から崩壊熱による蒸発量を加えて推定。

(※<sup>14</sup>) サプレッション・チェンバ・プール水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

			0~150m <sup>3</sup> /h(7号炉))(※ <sup>15</sup> )	
	復水補給水系流量 (格納容器下部注 水流量) (0~150m <sup>3</sup> /h(6号 炉)、 0~100m <sup>3</sup> /h(7号 炉))	差圧式流量検出器 (※ <sup>11</sup> )	・復水貯蔵槽水位(SA)(0~16m(6号 炉)、0~17m(7号炉))(※ <sup>12</sup> ) ・復水移送ポンプ吐出圧力(0~2MPa) 及び復水補給水系流量(RHR B系代 替注水流量)(0~350m <sup>3</sup> /h)(※ <sup>15</sup> )	重大事故等時の格納容器下部水位により監 視可能。 さらに、復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化に より推定。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気 温度 (0~300°C)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャン ネル ・格納容器内圧力(D/W)(0~ 1,000kPa[abs])(※ <sup>16</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器の 限界温度(200°C)を監視可能。 さらに可搬型計測器にて350°Cまで計測可 能。
	サプレッション・チェ ンバ気体温度 (0~300°C)	熱電対	・サプレッション・チェンバ・プール水温 度(0~200°C)(※ <sup>17</sup> )	
	サプレッション・チェ ンバ・プール水温 度 (0~200°C)	測温抵抗体	・多重性を有する重要計器の他チャン ネル ・サプレッション・チェンバ気体温度(0~ 300°C)(※ <sup>17</sup> )	重大事故等時において、格納容器限界圧力 (2Pd)におけるサプレッション・チェンバ・プ ール水の飽和温度(約166°C)を監視可能。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) (0~ 1,000kPa[abs])	弾性圧力検出器 (※ <sup>18</sup> )	・格納容器内圧力(S/C)(0~ 980.7kPa[abs])(※ <sup>19</sup> ) ・ドライウエル雰囲気温度(0~300°C) (※ <sup>16</sup> )	重大事故等時において、格納容器限界圧力 (2Pd)を格納容器内圧力(S/C)又は格納容 器内圧力(D/W)にて監視可能。
	格納容器内圧力 (S/C) (0~ 980.7kPa[abs])	弾性圧力検出器 (※ <sup>18</sup> )	・格納容器内圧力(D/W)(0~ 1,000kPa[abs])(※ <sup>19</sup> ) ・サプレッション・チェンバ気体温度(0~ 300°C)(※ <sup>16</sup> )	

(※<sup>15</sup>) 復水移送ポンプ吐出圧力(運転及び停止中のポンプ吐出圧力)から復水移送ポンプの流量を推定。得られた復水移送ポンプの流量から原子炉圧力容器への注水量(復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量))を差し引いて、復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量又は格納容器下部注水流量)を算出。

(※<sup>16</sup>) 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。

(※<sup>17</sup>) 気体温度と水温が平衡状態と仮定し、気体温度又は水温を推定。

(※<sup>18</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる格納容器内の絶対圧力を計測。

(※<sup>19</sup>) 格納容器内圧力(S/C)は格納容器内圧力(D/W)-31.4kPaから格納容器内圧力(D/W)+13.7kPaの範囲で推移。

原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位 (-6~11m)(※ <sup>20</sup> )	差圧式水位検出器 (※ <sup>21</sup> )	・復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)(0~350m <sup>3</sup> /h)(※ <sup>22</sup> )	重大事故等時において、外部注水の停止及びウェットウェルベント判断(ベントラインより1m下の水位(9.1m(※ <sup>20</sup> )))の範囲を監視可能。
	格納容器下部水位 (+1m,+2m,+3m)	電極式水位検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)(0~150m <sup>3</sup> /h(6号炉)、0~100m <sup>3</sup> /h(7号炉))(※ <sup>22</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に必要な水深(底部+2m)を監視可能。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度  (0~30vol%(6号炉)、  (0~20vol%/0~100vol%(7号炉))	熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内水素濃度(SA)(0~100vol%)(※ <sup>23</sup> )	重大事故等時において、格納容器内水素濃度(SA)により100vol%まで監視可能。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) (10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷の判断値(停止直後で約10Sv/h)を監視可能。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) (10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> Sv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	
未臨界の維持又は監視	中性子束	起動領域モニタ (10 <sup>-1</sup> ~ 10 <sup>6</sup> s <sup>-1</sup> (1.0×10 <sup>3</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~ 1.0×10 <sup>9</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ), 0 ~ 40% 又は 0 ~ 125%(1.0×10 <sup>8</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~ 2.0×10 <sup>13</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ))	核分裂電離箱 ・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・平均出力領域モニタ(0~125%(1.2×10 <sup>12</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~2.8×10 <sup>14</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> ))(※ <sup>24</sup> )	設計基準事故(制御棒落下)初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応

(※<sup>20</sup>) 基準点(0m)は通常運転水位(T.M.S.L.-1,150mm)。なお、T.M.S.L.は東京湾平均海面。

(※<sup>21</sup>) サプレッション・チェンバ・プール下部の圧力と大気圧の差から水位を換算し、格納容器内圧力(S/C)で補正。

(※<sup>22</sup>) 流量と注入時間から水位を推定。

(※<sup>23</sup>) 格納容器内水素濃度(SA)は、水素吸蔵材料式水素検出器を用いて計測。

(※<sup>24</sup>) 原子炉起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。

		平均出力領域モニタ (0 ~ 125%( $1.2 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ))	核分裂電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・起動領域モニタ( $10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ( $1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ))、0 ~ 40% 又は 0 ~ 125%( $1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ))	が可能。重大事故等時も同様。
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	代替循環冷却系系統水の温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度 (0~200°C)	測温抵抗体	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・サプレッション・チェンバ気体温度(0~300°C)(※ <sup>17</sup> )	重大事故等時において、格納容器限界圧力(2Pd)におけるサプレッション・チェンバ・プールの飽和温度(約166°C)を監視可能。
		復水補給水系温度(代替循環冷却) (0~200°C)	熱電対	・サプレッション・チェンバ・プール水温度(0~200°C)(※ <sup>25</sup> )	重大事故等時において、復水補給水系系統水の最高温度(85°C)を監視可能。
	代替循環冷却系の系統流量	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量) (0~200m <sup>3</sup> /h(6号炉)、0~150m <sup>3</sup> /h(7号炉))	差圧式流量検出器(※ <sup>11</sup> )	・原子炉水位(SA)(-8,000~3,500mm(※ <sup>6</sup> ))(※ <sup>13</sup> )	原子炉水位(SA)の水位変化により推定。
		復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量) (0~350m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>11</sup> )	・復水移送ポンプ吐出圧力(0~2MPa)及び復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)(0~200m <sup>3</sup> /h(6号炉)、0~150m <sup>3</sup> /h(7号炉))(※ <sup>15</sup> )	重大事故等時の復水移送ポンプの最大注水量(300m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
最終ヒートシンクの確保(格納容器圧力逃がし装置)	格納容器圧力逃がし装置スクラバ水の水位	フィルタ装置水位 (0~6,000mm)	差圧式水位検出器(※ <sup>26</sup> )	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時のフィルタ装置機能維持のための水位(500mm~約2,200mm)を監視可能。
	格納容器圧力逃がし装置の入口圧力	フィルタ装置入口圧力 (0~1MPa)	弾性圧力検出器(※ <sup>27</sup> )	・格納容器内圧力(S/C)(0~980.7kPa[abs])(※ <sup>28</sup> )又は格納容器内圧力(D/W)(0~1,000kPa[abs])(※ <sup>28</sup> )	重大事故等時の格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力(0.62MPa)を監視可能。

(※<sup>25</sup>) 熱交換器ユニットの熱交換量(設計値)を用いて水温を推定。  
 (※<sup>26</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置容器下部と容器の圧力差を計測。  
 (※<sup>27</sup>) 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置入口と大気圧との差を計測。  
 (※<sup>28</sup>) フィルタ装置までの配管圧損等を差し引いて推定。

	格納容器圧力逃がし装置出口の放射線線量率	フィルタ装置出口放射線モニタ ( $10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時のフィルタ装置出口の最大線量当量率(約 $7 \times 10^4$ mSv/h(※ <sup>29</sup> ))を監視可能。
	格納容器圧力逃がし装置入口及び出口の水素濃度	フィルタ装置水素濃度 (0~100vol%)	熱伝導式水素検出器	・格納容器内水素濃度(SA) (0~100vol%)(※ <sup>30</sup> )	重大事故等時において、フィルタ装置水素濃度により100vol%まで監視可能。
	格納容器圧力逃がし装置金属フィルタの差圧	フィルタ装置金属フィルタ差圧 (0~50kPa)	差圧式圧力検出器(※ <sup>31</sup> )	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において、フィルタ装置金属フィルタの上限差圧(格納容器圧力逃がし装置の運転状況の確認値)を監視可能。
	格納容器圧力逃がし装置スクラバ水の水質	フィルタ装置スクラバ水 pH (pH0~14)	pH 検出器	・フィルタ装置水位(0~6,000mm)(※ <sup>32</sup> )	重大事故等時において、フィルタ装置スクラバ水 pH(0~14)を監視可能。
最終ヒートシンクの確保(耐圧強化ベント系)	耐圧強化ベント系の放射線線量率	耐圧強化ベント系放射線モニタ ( $10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置(原子炉建屋地上4階)における最大線量当量率(約 $4 \times 10^4$ mSv/h(※ <sup>29</sup> ))を監視可能。
	耐圧強化ベント系の水素濃度	フィルタ装置水素濃度 (0~100vol%)	熱伝導式水素検出器	・格納容器内水素濃度(SA) (0~100vol%)(※ <sup>30</sup> )	重大事故等時において、フィルタ装置水素濃度により100vol%まで監視可能。
最終ヒートシンクの確保(残留熱除去系)	残留熱除去系系統水の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 (0~300°C)	熱電対	・原子炉圧力容器温度(0~350 °C)(※ <sup>33</sup> )	重大事故等時の残留熱除去系系統水の最高温度(182°C)を監視可能。
		残留熱除去系熱交換器出口温度 (0~300°C)	熱電対	・残留熱除去系熱交換器入口温度(0~300°C)(※ <sup>25</sup> )	重大事故等時の残留熱除去系系統水の最高温度(182°C)を監視可能。
	残留熱除去系系統水の流量	残留熱除去系系統流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>11</sup> )	・残留熱除去系ポンプ吐出圧力(0~3.5MPa)	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量(954m <sup>3</sup> /h)を監視可能。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の水位及び圧力	原子炉水位(広帯域) (-3,200~3,500mm(※ <sup>6</sup> ))	差圧式水位検出器(※ <sup>34</sup> )	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位(SA) (-8,000~3,500mm(※ <sup>6</sup> ))	重大事故等時において、原子炉水位(広帯域)及び原子炉水位(燃料域)にて、原子炉水位制御範囲から有効燃料棒底部まで監視可能。

- (※<sup>29</sup>) 原子炉停止後に炉心損傷し、格納容器ベント開始を原子炉停止後1時間と想定した保守的な線量率。  
(※<sup>30</sup>) フィルタ装置水素濃度は、格納容器内の気体が通過することから格納容器内水素濃度とほぼ同じ濃度となる。  
(※<sup>31</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる金属フィルタの入口と出口の圧力差を計測。  
(※<sup>32</sup>) スクラバ水の葉液濃度及び希釈状況から推定。  
(※<sup>33</sup>) 原子炉圧力容器温度と残留熱除去系熱交換器入口温度の関係(実績値)を基に推定。  
(※<sup>34</sup>) 隔液ダイアフラムにかかる基準面器(蒸気部)と圧力容器下部の差圧を計測。

		原子炉水位 (燃料域) (-4,000~1,300mm (※ <sup>10</sup> ))			
		原子炉圧力(SA) (0~11MPa)	弾性圧力検出器 (※ <sup>35</sup> )	・原子炉圧力(0~10MPa) ・原子炉圧力容器温度(0~350℃)(※ <sup>3</sup> )	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa)の1.2倍(10.34MPa)を監視可能。
	ドライウエルの温度及び圧力	ドライウエル雰囲気温度 (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内圧力(D/W)(0~1,000kPa[abs])(※ <sup>16</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。 さらに可搬型計測器にて350℃まで計測可能。
		格納容器内圧力(D/W) (0~1,000kPa[abs])	弾性圧力検出器	・格納容器内圧力(S/C)(0~980.7kPa[abs]) ・ドライウエル雰囲気温度(0~300℃)(※ <sup>16</sup> )	重大事故等時において、格納容器限界圧力(2Pd)を監視可能。
	原子炉格納容器外の系統圧力	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力(0~12MPa)	弾性圧力検出器 (※ <sup>36</sup> )	・原子炉圧力(SA)(0~11MPa)(※ <sup>37</sup> )	重大事故等時において、原子炉圧力(SA)から推定。
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力(0~3.5MPa)	弾性圧力検出器 (※ <sup>36</sup> )	・原子炉圧力(SA)(0~11MPa)(※ <sup>37</sup> )	重大事故等時において、原子炉圧力(SA)から推定。
水源の確保	水源の水位	復水貯蔵槽水位(SA) (0~16m(6号炉)、0~17m(7号炉))	差圧式水位検出器 (※ <sup>38</sup> )	・復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)(0~200m <sup>3</sup> /h(6号炉)、0~150m <sup>3</sup> /h(7号炉))、復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)(0~350m <sup>3</sup> /h)又は復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)(0~150m <sup>3</sup> /h(6号炉)、0~100m <sup>3</sup> /h(7号炉))(※ <sup>22</sup> )	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(6号炉:0~15.5m、7号炉:0~15.7m)を監視可能。
		サプレッション・チェンバ・プール水位 (-6~11m)(※ <sup>20</sup> )	差圧式水位検出器 (※ <sup>39</sup> )	・復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)(0~200m <sup>3</sup> /h(6号炉)、0~150m <sup>3</sup> /h(7号炉))又は復水補給水系流量(RHR B系代替注水流量)(0	サプレッション・チェンバ・プール水位の変動範囲(-2.59~9.1m)を監視可能。

(※<sup>35</sup>) 隔液ダイヤフラムにかかる原子炉圧力(基準面器からの水頭圧を含む)と大気圧の差を計測。

(※<sup>36</sup>) 隔液ダイヤフラムにかかる吐出圧力を計測。

(※<sup>37</sup>) 定期試験時に漏えいがあった場合に推定。

(※<sup>38</sup>) 隔液ダイヤフラムにかかるタンクの水頭圧と大気圧の差を計測。

(※<sup>39</sup>) サプレッション・チェンバ・プール下部の圧力と大気圧の差から水位を換算し、格納容器内圧力(S/C)で補正。

				~350m <sup>3</sup> /h) 残留熱除去系系統流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)(※ <sup>22</sup> )	
	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度(0~30 vol%)(6号炉)、(0~10vol % /0~30vol%)(7号炉)	熱磁気風式酸素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度の変動範囲(0~4.9vol%)を監視可能。
	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度(0~20 vol%)	熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置(0~300℃)(※ <sup>40</sup> )	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可燃限界(水素濃度:4vol%)を監視可能。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プールの水位及び温度	使用済燃料貯蔵プール水位・温度( SA 広域 ) (T.M.S.L. 20,180 ~ 31,170mm、0~150℃)(6号炉)、 (T.M.S.L. 20,180 ~ 31,123mm、0~150℃)(7号炉)	熱電対	・使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)((T.M.S.L.23,420~30,420mm、0~150℃)(6号炉)、 (T.M.S.L.23,373 ~ 30,373mm、0~150℃)(7号炉)) ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) (高レンジ 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h、低レンジ 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h)(6号炉)、(高レンジ 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h、低レンジ 10 <sup>-3</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h)(7号炉))(※ <sup>41</sup> )	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。 重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
	使用済燃料貯蔵プールの放射線線量率	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) (高レンジ 10 <sup>1</sup> ~10 <sup>8</sup> mSv/h、低レンジ 10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>5</sup> mSv/h)(6号炉)、	電離箱	・使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)((T.M.S.L.20,180 ~ 31,170mm、0~150℃)(6号炉)、 (T.M.S.L.20,180 ~ 31,123mm、0~150℃)(7号炉))(※ <sup>41</sup> )	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲(5×10 <sup>-2</sup> ~10 <sup>7</sup> mSv/h)にわたり監視可能。

(※<sup>40</sup>) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の熱電対で測定される入口と出口の温度差で推定。

(※<sup>41</sup>) 遮蔽計算により算出した水位と線量率の関係により推定。

		(高レンジ $10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$ 、低レンジ $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ ) (7号炉))			
	使用済燃料貯蔵プールの状態	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	赤外線カメラ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 ((SA 広域))</li> <li>( ( T.M.S.L.20,180 ~ 31,170mm、0 ~ 150°C ) (6号炉)、</li> <li>( T.M.S.L.20,180 ~ 31,123mm、0 ~ 150°C ) (7号炉))</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</li> <li>((高レンジ <math>10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}</math>、低レンジ <math>10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}</math>) (6号炉)、</li> <li>(高レンジ <math>10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}</math>、低レンジ <math>10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}</math>) (7号炉))</li> </ul>	—

- ・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。
- ・重要計器に故障の疑いがある場合の複数ある推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 16及び設置許可基準規則第59条）

I	要求事項の整理	1. 16-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 16-5
1. 16. 1	対応手段と設備の選定	1. 16-5
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 16-5
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 16-6
1. 16. 2	重大事故等時の手順等	1. 16-10
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 16-10
a.	第59条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 16-10
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 16-12
(2)	優先順位について	1. 16-13
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 16-14
1. 16. 2. 1	居住性を確保するための手順	1. 16-16
(1)	中央制御室換気空調系設備の運転手順等	1. 16-16
a.	【技術的能力】炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順	1. 16-16
b.	【技術的能力】中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順	1. 16-17
c.	【技術的能力】中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順	1. 16-18
(2)	中央制御室退避室の準備手順	1. 16-19
a.	【技術的能力】炉心損傷判断時の中央制御室待避室陽圧化手順	1. 16-19
b.	【自主対策】カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室待避室の陽圧化手順	1. 16-19
(3)	【技術的能力】中央制御室の照明を確保する手順	1. 16-20
(4)	【技術的能力】中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順	1. 16-21
(5)	【技術的能力】中央制御室待避室の照明を確保する手順	1. 16-22
(6)	【技術的能力】中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順	1. 16-23
(7)	【技術的能力】中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順	1. 16-24
(8)	その他の放射線防護措置等に関する手順等	1. 16-25
a.	【技術的能力】炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順	1. 16-25
b.	放射線防護に関する教育等	1. 16-25
c.	重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化	1. 16-26
(9)	優先順位	1. 16-26
1. 16. 2. 2	汚染の持込みを防止するための手順等	1. 16-27
(1)	【技術的能力】チェンジングエリアの設置及び運用手順	1. 16-27
(2)	優先順位	1. 16-27
1. 16. 2. 3	運転員等の被ばくを低減するための手順等	1. 16-28
(1)	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順	1. 16-28
a.	【技術的能力】非常用ガス処理系起動手順	1. 16-28

b. 【技術的能力】 非常用ガス処理系停止手順 ..... 1.16-29

c. 【技術的能力】 中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネル閉止手順 ..... 1.16-30

d. 【技術的能力】 現場での原子炉建屋ブローアウトパネル閉止手順 ..... 1.16-31

## I 要求事項の整理

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

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であることを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

<重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

<設置許可基準規則第59条>（原子炉制御室）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>第59条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p> <p>2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p> <p>e) BWRにあっては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
<p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p>	<p>非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順</p>

## II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

運転員が原子炉制御室にとどまるための申請者が計画する設備及び手順等について以下の事項を確認した。

・第59条及び重大事故等防止技術的能力基準1. 16項（以下「第59条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

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

### 1.16.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第59条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対応を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合においても運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び重大事故等対応設備を選定するとしており、「第59条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第59条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対応設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、自主的に上記以外の設備及び手順等を整備することにより、重大事故等への対応をより確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況で使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段※が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第59条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第59条等による要求事項に基づき、対応手段として、原子炉制御室の居住性を確保するための手順及び汚染の持込みを防止するための手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>選定にあたっては、交流動力電源が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な手段を選定していることを確認した。</p> <p>2) 第59条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第59条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 中央制御室及び中央制御室待避室の遮蔽、中央制御室可搬型陽圧化空調機等による室内の適切な空調のための設備及び手順等。</p> <p>② 非常用ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等。</p> <p>③ 原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止するための設備及び手順等。</p> <p>④ 酸素濃度・二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確認するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 運転員等の全面マスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備。</p> <p>⑥ チェンジングエリア設営用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持込みを防止するための設備及び手順等。</p> <p>⑥ 第一ガスタービン発電機からの給電により、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室の照明を維持するための設備及び手順等。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>(※)。</p> <p>(※) 代替電源に関する設備及び手順等については、「1. 1 4 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。</p> <p>また、原子炉制御室の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。</p> <p>これらの確認結果から、<u>重大事故が発生した場合においても、運転員等が原子炉制御室にとどまるために申請者が計画する設備及び手順等が、第59条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針である</u>ことを確認した。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第59条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※1	<p>第59条（原子炉制御室）</p> <p>1 第59条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p>	<p>第59条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) 中央制御室換気空調設備の運転手順として、全交流電源が喪失した場合の手順を整備すること、また、代替交流電源により給電可能な可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順を整備することを確認した。</p> <p>b)</p> <p>① 中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断LOCA+ECGS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定していることを確認した。</p> <p>②③ 運転員等の全面マスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備する方針であることを確認した。</p> <p>④ ①の事故シーケンスを想定し、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で6号炉では約33mSv、7号炉では約58mSvと評価されていることを確認した。</p> <p>c) 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する方針であることを確認した。</p>
【技術的能力】※2	<p>1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びポンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がと</p>	<p>以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>a)</p>

	<p>どまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。</p>	<p>① 中央制御室及び中央制御室待避室の遮蔽、中央制御室可搬型陽圧化空調機等による室内の適切な空調のための設備及び手順等。</p> <p>② 非常用ガス処理系による運転員等の被ばくを低減するための設備及び手順等。</p> <p>③ 原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止するための設備及び手順等。</p> <p>④ 酸素濃度・二酸化炭素濃度計による中央制御室内の濃度を確保するための設備及び手順等。</p> <p>⑤ 運転員等の全面マスク着用及び運転員等の交代により、運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないための体制の整備。</p> <p>⑥ チェンジングエリア設置用資機材により、中央制御室の外側からの汚染の持込みを防止するための設備及び手順等。</p> <p>b)</p> <p>① 第一ガスタービン発電機からの給電により、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室用の照明を維持するための設備及び手順等（※）。</p> <p>（※）代替電源に関する設備及び手順等については、「1.14 電源設備及び電源の確保に関する手順等」において整理。</p>	
--	--	--	--

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第59条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.16

○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順

中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量について、運転員等の被ばくの観点から、最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定している。

1.16.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第59条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>(1) 第59条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.16.2.1及び1.16.2.2に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第59条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置等により、重大事故時に環境に 放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護し居住性を確保。そのために、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室可搬型陽 圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、中央制御室遮蔽等を重大事故等対処設 備として位置付ける。また、運転員等の全面マスクの着用のための手順等及び運転員等の交代のための体制を整備し、事故シーケンスを想 定した上で運転員等の被ばく線量が実効線量において7日間で100mSvを超えないようにする。</p> <p>b. 非常用ガス処理系により、重大事故時に環境及び二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくの低減。そのた めに非常用ガス処理系を重大事故等対処設備と位置ける。</p> <p>c. 原子炉建屋原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルの閉状態の維持又は開放時の 再閉止。そのために、原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備と位置付ける。</p> <p>d. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計により中央制御室内の濃度を確保。そのために、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として 新たに整備する。</p> <p>e. 可搬型蓄電池内蔵型照明により中央制御室の照明を確保。そのために、可搬型蓄電池内蔵型照明を重大事故等対処設備として新たに整備 する。</p> <p>f. チェンジングエリアを設けることにより、中央制御室への汚染の持込みを防止する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が 第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人 員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、 通信設備や防護具など必要な装備を整備していること と、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認 する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>① 手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 居住性を確保するための手順</p> <p>(a) 炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手 序等</p> <p>炉心損傷を判断した場合又は中央制御室換気空調系再循環運転モード時に中央制御室内の放射線量が上昇した場合には、中央制御室換 気空調系から中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替えの順序に着手する。この順序では、中央制御室換気空調系の停止及び隔離操作等を 計4名により約10分、現場における中央制御室可搬型陽圧化空調機と中央制御室給気口との接続、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動手 序等を計4名により、約30分で実施する。</p> <p>全交流動力電源喪失等により、中央制御室換気空調再循環運転モードでの中央制御室換気空調系が停止し、復旧の見込みがない場合に は、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動手序に着手する。この順序では、第一ガスタービン発電機からの受電後、中央制御室換気空 調系の隔離操作等を計4名により約10分、現場における中央制御室可搬型陽圧化空調機と中央制御室給気口との接続、中央制御室可搬型陽 圧化空調機の起動手序等を計4名により、約30分で実施する。</p> <p>(b) 中央制御室退避室の準備手順</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>炉心損傷を判断した場合には、中央制御室待避室を加圧する手順に着手する。この手順では、中央制御室待避室の加圧準備のため、中央制御室待避室陽圧化装置空気ポンベ元弁の開操作を計2名より約30分で実施する。また、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を中央制御室で操作する約30分前又は格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁を現場で操作する場合には、中央制御室待避室の加圧のため、中央制御室待避室陽圧化装置給気弁の開操作等を1名により、5分以内で実施する。</p> <p>(c) 中央制御室の照明を確保する手順 中央制御室の照明が使用できない場合には、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型蓄電池内蔵型照明等の設置・点灯操作を計2名により、約15分で実施する。</p> <p>(e) 中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順 中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉の場合であって、中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧操作を実施していない場合には、中央制御室内で酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を計2名により、実施する。</p> <p>(f) 中央制御室待避室の照明を確保する手順 炉心損傷を判断した場合には、中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を確保する手順に着手する。この手順では、可搬型蓄電池内蔵型照明の設置を計2名により、約10分で実施する。</p> <p>(g) 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順 運転員が中央制御室待避室へ待避した場合には、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順に着手する。この手順では、酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を計2名により、実施する。</p> <p>(h) 中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順 炉心損傷を判断し、中央制御室待避室データ表示装置にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順に着手する。この手順では、6号及び7号炉の中央制御室運転員各1名の合計2名で実施し、中央制御室待避室の照明の確保操作と併せて約10分で対応可能である。</p> <p>(g) その他の放射線防護措置等に関する手順等（炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順） 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合には、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する手順に着手する。この手順では、現場作業を行う運転員が全面マスクを着用する。なお、重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。</p> <p>b. 汚染の持込みを防止するための手順等 (a) チェンジングエリアの設置及び運用手順 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する。この手順では、チェンジングエリアの設置を計2名により、約60分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>c. 運転員等の被ばくを低減するための手順等</p> <p>(a) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順</p> <p>(a-1) 非常用ガス処理系起動手順</p> <p>原子炉区域排気放射能高、燃料取替エリア放射能高、ドライウエル圧力高又は原子炉水位低(L-3)の信号が発生した場合であって、原子炉区域・タービン区域換気空調系全停の場合には、非常用ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の起動等を計2名により、5分以内で実施する。また、非常用ガス処理系の起動時に原子炉建屋ブローアウトパネルの開閉状態を確認し、開放になっている場合には、中央制御室からの操作により閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止を計2名により、10分以内で実施する。</p> <p>(a-2) 非常用ガス処理系停止手順</p> <p>非常用ガス処理系の運転中に、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が1.3vol%に到達した場合若しくは耐圧強化ベント系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合には、非常用ガス処理系を停止する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の停止等を計2名により、5分以内で実施する。</p> <p>(a-3) 中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネル閉止手順</p> <p>全交流動力電源が健全で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合には、中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する手順に着手する。この手順では、原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止を計2名により、10分以内で実施する。</p> <p>(a-4) 現場での原子炉建屋ブローアウトパネル閉止手順</p> <p>全交流動力電源喪失時に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で炉心が健全であることを確認した場合には、人力により原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する操作に着手する。この手順では、人力による原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止を計4名により、1枚当たり約10時間で実施する。</p> <p>② 作業環境等</p> <p>可搬型蓄電池内蔵型照明の確保のための手順等を整備していること、中央制御室内の作業環境確保のため、中央制御室に汚染を持ち込まないようにするための手順等を整備すること、現場作業となる中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉処置について作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。（中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉については、補足説明資料（添付資料 1.16.6）において成立性が示されている。）</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認する。</p>	<p>第37条の規制要求に対する設備手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な確認内容については、1.16.2.3に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>有効性評価（第37条）において、非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止するため、以下の対策とそのためのも重大事故等対処設備を整備していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>a. 非常用ガス処理系により、重大事故時に環境及び二次格納施設内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくの低減。そのために非常用ガス処理系を重大事故等対設備と位置付ける。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p> <p>1) に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、以下の手順における具体的な計測可能なパラメータ等については、「表1.2.2 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>a. 「非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止」のための手順</p> <p>原子炉区域排気放射能高、燃料取替エリア放射能高、ドライウェル圧力高又は原子炉水位低(L-3)の信号が発生した場合であって、原子炉区域・タービン区域換気空調系全停の場合には、非常用ガス処理系を起動する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の起動等を計2名により、5分以内で実施する。なお、非常用ガス処理系の運転中に、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が1.3vol%に到達した場合若しくは耐圧強化ベント系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合には、非常用ガス処理系を停止する手順に着手する。この手順では、非常用ガス処理系の停止等を計2名により、5分以内で実施する。</p> <p>③作業環境等</p> <p>a) アクセスルートの確保、衛星電話設備等の通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、b) 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>重大事故が発生した場合に運転員等が原子炉制御室にとどまるために計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備設備が示されていること、自主対策設備設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>申請者は、自主的な対策として、重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、重大事故等が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまるため以下の自主対策設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>(1) 中央制御室待避室の居住性を確保するための設備及び手順等</p> <p>①対策と設備 6号炉及び7号炉のベントを同時に実施しない場合に中央制御室待避室の居住性確保のため「表2 自主対策における自主対策設備」に掲げる設備を整備するとしている。</p> <p>② 主な手順及び手順着手の判断等 炉心損傷を判断した場合、カードル式空気ポンプユニットにより中央制御室待避室を加圧する手順に着手する。この手順では、中央制御室待避室の加圧準備のため、カードル式空気ポンプユニットと中央制御室待避室陽圧化系統配管との接続等を計7名により、約150分で実施する。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.16.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> <p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.16.2.1 居住性を確保するための手順

(1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等

a. 【技術的能力】炉心損傷の判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心損傷時に、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室可搬型陽圧化空調機にて、放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.16にて求められている「解釈1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する設備等のうち、中央制御室換気空調系給排気隔離弁等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、中央制御室可搬型陽圧化空調機等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合、中央制御室換気空調系から中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替えの手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W、S/C)」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室換気空調系から中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替えを行う手順であり、「第1.16.12図 「大破断LOCA+ ECCS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、中央制御室換気空調系の停止及び隔離操作等を計4名により約10分、現場における中央制御室可搬型陽圧化空調機と中央制御室給気口との接続、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作等を計4名により約30分で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. コントロール建屋内の作業であり、ヘッドライト等によりアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 以上については、補足説明資料(添付資料1.16.6)において、操作の成立性として示されている。

b. 【技術的能力】 中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、全交流動力電源喪失等により、中央制御室換気空調再循環運転モードでの中央制御室換気空調系が停止し、復旧の見込みがない場合には、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 16にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び「解釈1 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する設備等のうち、中央制御室換気空調系給排気隔離弁等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、中央制御室可搬型陽圧化空調機等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止し復旧の見込みがない場合には、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止し、復旧の見込みがない場合」を「電源（確保）」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「電源（確保）」であること、その監視項目のための計器が「M/C 6D 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、中央制御室換気空調系から中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替えを行う手順であり、「第1.16.12図 「大破断LOCA+ ECCS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室換気空調系の停止及び隔離操作等を計4名により約10分、現場における中央制御室可搬型陽圧化空調機と中央制御室給気口との接続、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作等を計4名により約30分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. コントロール建屋内の作業であり、ヘッドライト等によりアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>以上については、補足説明資料(添付資料1.16.6)において、操作の成立性として示されている。</p>

c. 【技術的能力】中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合、中央制御室換気空調系再循環運転モードから中央制御室可搬型陽圧化空調機への切り替えに着手ものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 16にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する設備等のうち、中央制御室換気空調系給排気隔離弁等を重大事故等対処設備として位置付けるとともに、中央制御室可搬型陽圧化空調機等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 「中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合」に中央制御室換気空調系再循環運転モードから中央制御室可搬型陽圧化空調機への切り替えに着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「中央制御室換気空調系再循環運転モード時に中央制御室内の放射線量が上昇した場合」の判断として、放射線量の上昇は電離箱サーベイメータ及び可搬型エリアモニタで確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である「中央制御室内の放射線量が上昇した場合」として電離箱サーベイメータ及び可搬型エリアモニタで監視することとしていることを確認した。また、それらの計器が補足説明資料(添付資料1.16.9)に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、中央制御室換気空調系から中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替えを行う手順であり、「第1.16.12図 「大破断LOCA+ ECGS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室換気空調系の停止及び隔離操作等を計4名により約10分、現場における中央制御室可搬型陽圧化空調機と中央制御室給気口との接続、中央制御室可搬型陽圧化空調機の起動操作等を計4名により約30分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、補足説明資料(添付資料1.16.9)に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。</p> <p>a. コントロール建屋内の作業であり、ヘッドライト等によりアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p> <p>以上については、補足説明資料(添付資料1.16.6)において、操作の成立性として示されている。</p>

(2) 中央制御室退避室の準備手順

a. 【技術的能力】炉心損傷判断時の中央制御室待避室陽圧化手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>炉心損傷を判断した場合、中央制御室待避室を加圧</u> （陽圧化）するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 16にて求められている「解釈1 a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、中央制御室待避室の加圧で使用される設備のうち、中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>炉心損傷を判断した場合、中央制御室待避室を加圧</u> （陽圧化）するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル計(D/W、S/C)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、炉心損傷を判断し、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の陽圧化を実施した後、中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置による加圧準備及び加圧を行う手順であり、「第1.16.12図 「大破断LOCA+ ECCS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、 <u>中央制御室待避室の加圧準備のため、中央制御室待避室陽圧化装置空気ポンベ元弁の開操作を計2名より約30分で実施する。また、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を中央制御室で操作する約30分前又は格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁を現場で操作する場合、中央制御室待避室の加圧のため、中央制御室待避室陽圧化装置給気弁の開操作を1名により5分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. コントロール建屋内の作業であり、ヘッドライト等によりアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 以上については、補足説明資料(添付資料1.16.6)において、操作の成立性として示されている。

b. 【自主対策】カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室待避室の陽圧化手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、炉心損傷を判断した場合で、中央制御室待避室陽圧化装置を使用できない場合、又は6号及び7号炉の同時でない原子炉格納容器ベント操作を実施する場合、カードル式空気ポンベユニットによる中央制御室待避室を加圧することを確認した。中央制御室待避室の加圧で使用される設備は、カードル式空気ポンベユニットである。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. <u>炉心損傷を判断した場合、中央制御室待避室を加圧する手順に着手する</u> ことを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 当該手順は、炉心損傷を判断し、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の陽圧化を実施した後、中央制御室待避室空気ポンベ陽圧化装置による加圧準備及び加圧を行う手順であり、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 c. この手順では、中央制御室待避室の加圧準備のため、中央制御室待避室陽圧化装置空気ポンベ元弁の開操作を計3名より約20分で実施することを確認した。

(3) 【技術的能力】中央制御室の照明を確保する手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.16にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び「解釈1 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型蓄電池内蔵型照明を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 中央制御室の照明が使用できない場合には、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順に着手する」としていることとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「中央制御室の照明が使用できない場合」は、全交流電源喪失や電気系統の故障により、「電源（確保）」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が、「電源（確保）」であること、その監視項目のための計器が「M/C 6C 電圧」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順であり、「第1.16.12図 「大破断 LOCA+ ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、可搬型蓄電池内蔵型照明等の設置・点灯操作を計2名により約15分で実施することを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。 補足説明資料(添付資料1.16.7)において、可搬型照明の設置により運転操作に必要な照度を確保できることが示されている。

(4) 【技術的能力】中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉の場合であって、中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧操作を実施していない場合には、中央制御室内で酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.16にて求められている「解釈1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う設備等のうち、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉の場合であって、中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧操作を実施していない場合には、中央制御室内で酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う」としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉の場合で、中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧操作を実施していない場合」のうち、「中央制御室換気空調系給排気隔離弁の全閉」を機器の動作状況を確認するとしており、1.16.2.1の手段で、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が手順着手の判断基準である「中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉」の状況の確認には、1.16.2.1の手段で監視することとしていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を計2名により、実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(5) 【技術的能力】中央制御室待避室の照明を確保する手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 16にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」及び「解釈1 b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び設備等）」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、可搬型蓄電池内蔵型照明を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>中央制御室の照明が使用できない場合には、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順に着手する</u>としていること、また、<u>炉心損傷を判断した場合には、中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を確保する手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「中央制御室の照明が使用できない場合」は、全交流電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できない場合であり、適切に手順に着手できることを確認した。また、「炉心損傷を判断した場合」を「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W, S/C)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、中央制御室の照明が使用できない場合において、可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順であり、「図1.16.112「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シーケンス等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、中央制御室待避室で<u>可搬型蓄電池内蔵型照明の設置を待避室において計2名により約10分で実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(6) 【技術的能力】 中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>運転員が中央制御室待避室へ待避した場合には、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う</u> ものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.16にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う設備等のうち、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. <u>運転員が中央制御室待避室へ待避した場合には、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う</u> としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「運転員が中央制御室待避室へ待避」の状況の確認には、1.16.2.1の手段で監視することとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、 <u>酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を計2名により、実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(7) 【技術的能力】中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、運転員が中央制御室待避室に待避後も、中央制御室待避室データ表示装置にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.16にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、データ表示装置（退避室）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 炉心損傷を判断した場合、中央制御室待避室データ表示装置にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「原子炉格納容器内のガンマ線線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル計(D/W、S/C)」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、炉心損傷を判断し、中央制御室待避室データ表示装置にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順であり、設置場所等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順操作について、中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、原子炉圧力容器への注水実施後に6号及び7号炉の中央制御室運転員各1名の合計2名で実施し、中央制御室待避室の照明の確保操作と併せて約10分に対応可能であることを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	当該手順は、現場操作を伴わない手順であることを確認した。

(8) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 【技術的能力】炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、全面マスク等（電動ファン付き全面マスク又は全面マスク）を着用する手順を整備炉するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1. 16にて求められている「解釈 1 a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>なお、中央制御室の被ばく評価において、事故後1日目の滞在時は、電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから、事故後1日目の滞在時は電動ファン付き全面マスクを着用することを確認した。ただし、いずれの期間においても空気中の放射性物質の濃度が推定できる場合は、空気中の放射性物質の濃度に応じて、着用する全面マスク等を決定する。炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合、全面マスクを着用することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用すること及び重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。また、事故後1日目の中央制御室滞在時は電動ファン付き全面マスクを着用するとして確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「格納容器内のガンマ線線量率」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「格納容器内のガンマ線線量率」等であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W、S/C）」等であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、運転員の内部被ばくを低減するため全面マスク等を着用する手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、炉心損傷を判断した後に現場作業を行う場合、運転員の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用すること、また、事故後1日目の中央制御室滞在時は電動ファン付き全面マスクを着用するとして確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.16.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>本手順は、中央制御室における運転員の装着手順であるため、速やかに対応できることを確認した。</p> <p>また、可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明を設置することで照明が確保できているため、全面マスク等の装着は可能であることを確認した。</p>

b. 放射線防護に関する教育等

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>定期検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスク着用に関して習熟している。また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施する。講師による指導のもとフィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。</p>

c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保の観点から運転員の交替要員体制を整備することを確認した。交替要員体制は、交替要員として通常勤務帯の運転員等を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図ることを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。

(9) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>第59条等の要求事項に基づき抽出された対策については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、事象進展等による優先順位等は設定されていないことを確認した。</p> <p>なお、全交流動力電源喪失時の中央制御室及び中央制御室待避室の照明については、可搬型蓄電池内蔵型照明を設置し、蓄電池による点灯にて照明を確保するとしていることを確認した。</p>

1.16.2.2 汚染の持込みを防止するための手順等

(1) 【技術的能力】チェンジングエリアの設置及び運用手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下において、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.16にて求められている「解釈1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、資機材のみである。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 原子力災害対策特別措置法（平成11年法律第156号）第10条特定事象が発生した場合には、中央制御室への汚染の持込みを防止するため、身体サーベイ、防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順に着手する」としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条特定事象の発生」は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条特定事象の発生」は、原子力災害対策特別措置法において定められた事象ごとに整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、チェンジングエリアの設置及び運用手順であり、「第1.16.15 図 中央制御室チェンジングエリア設営」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、チェンジングエリアの設置を計2名により約60分で実施することを確認した。 c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特にないが、全照明が消灯した場合は、乾電池内蔵型照明を設置することを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. コントロール建屋内の作業であり、ヘッドライト等によりアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。 補足説明資料(添付資料1.16.8)において、チェンジングエリアの設置場所等が確保できること等が示されている。

(2) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。	チェンジングエリアの設置であり、優先順位等は設定していない。

1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

a. 【技術的能力】非常用ガス処理系起動手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>運転員等の被ばくを低減するため、原子炉区域排気放射能高、燃料取替エリア放射能高、ドライウエル圧力高又は原子炉水位低(L-3)の信号が発生した場合であって、原子炉区域・タービン区域換気空調系全停の場合には、非常用ガス処理系を起動する</u> ものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.16にて求められている「解釈1a)重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>原子炉区域排気放射能高、燃料取替エリア放射能高、ドライウエル圧力高又は原子炉水位低(L-3)の信号が発生した場合であって、原子炉区域・タービン区域換気空調系全停の場合</u>に着手していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準として、<u>起動時の判断基準を原子炉区域排気放射能高、燃料取替エリア放射能高、ドライウエル圧力高又は原子炉水位低(L-3)の信号が発生した場合であって、原子炉区域・タービン区域換気空調系全停</u>を「放射線モニタ」等で監視すること、適切に手順着手ができることを確認した適切に手順着手ができることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「放射線モニタ」等で監視するとしており、それらが、「第1.15.2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に記載されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、<u>原子炉区域排気放射能高、燃料取替エリア放射能高、ドライウエル圧力高又は原子炉水位低(L-3)の信号が発生した場合であって、原子炉区域・タービン区域換気空調系全停の場合に非常用ガス処理系を起動</u>を行う手順であり、「第1.16.12図 「大破断LOCA+ ECGS 注水機能喪失+ 全交流動力電源喪失」シーケンス」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、<u>非常用ガス処理系の起動等を計2名により、5分以内で実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における運転員の装着手順であるため、速やかに対応できることを確認した。 また、可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明を設置することで照明が確保できているため、全面マスク等の装着は可能であることを確認した。

b. 【技術的能力】非常用ガス処理系停止手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>非常用ガス処理系の運転中に、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が1.3vol%に到達した場合若しくは耐圧強化ベント系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器ベント操作を実施する場合には、非常用ガス処理系を停止する</u> ものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.16にて求められている「解釈1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、非常用ガス処理系を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が1.3vol%に到達した場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準として、「原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が1.3vol%に到達した場合」等を「原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度」等で監視すること、適切に手順着手ができることを確認した。 c. 判断基準である非常用ガス処理系の判断は、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度で監視するとしており、それらが、「1.10.2.2 水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順」に記載されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、非常用ガス処理系の停止操作手順であり、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、 <u>非常用ガス処理系の停止等を計2名により、5分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、1.16.2.2に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における運転員の装着手順であるため、速やかに対応できることを確認した。 また、可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明を設置することで照明が確保できているため、全面マスク等の装着は可能であることを確認した。

c. 【技術的能力】 中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネル閉止手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>全交流動力電源が健全で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合には、中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する</u> ものであり、重大事故等防止技術的能力基準1. 16にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 全交流動力電源が健全で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準として、「原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態」等を状態確認すること、適切に手順着手ができることを確認した。 c. 判断基準である状態確認の判断は、中央制御室における表示で監視することを確認した。
②必要な人員等 c. 操作手順 d. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する手順であり、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、 <u>原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止を計2名により、10分以内で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	本手順は、中央制御室における運転員の装着手順であるため、速やかに対応できることを確認した。 また、可搬型蓄電池内蔵型照明、乾電池内蔵型照明を設置することで照明が確保できているため、全面マスク等の装着は可能であることを確認した。

d. 【技術的能力】現場での原子炉建屋ブローアウトパネル閉止手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、 <u>全交流動力電源喪失時に原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で炉心が健全であることを確認した場合には人力により原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する</u> ものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.16にて求められている「解釈1a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.16.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 全交流動力電源が健全で原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態の場合としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準として、「原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態」等を状態確認すること、適切に手順着手ができることを確認した。 c. 判断基準である状態確認の判断は、状態確認することを確認した。
②必要な人員等 e. 操作手順 f. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止する手順であり、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、 <u>人力による原子炉建屋ブローアウトパネルの閉止を計4名により、1枚当たり約10時間で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. ヘッドライト等によりアクセス性を確保していることを確認した。 b. 必要な通信連絡設備を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
居住性の確保	中央制御室待避室の準備手順	<u>カードル式空気ポンプユニット</u>	<u>要員が確保された場合に限り使用できる設備であるものの、空気供給量の観点から厳しくなる6号炉及び7号炉のベントを同時に実施しない場合に、居住性確保の手段となり得る。</u>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 17及び設置許可基準規則第60条）

I 要求事項の整理	1. 17-2
II 審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 17-4
1. 17. 1 対応手段と設備の選定	1. 17-4
(1) 対応手段と設備の選定の考え方	1. 17-4
(2) 対応手段と設備の選定の結果	1. 17-5
1. 17. 2 重大事故等時の手順等	1. 17-10
(1) 規制要求に対する設備及び手順等について	1. 17-10
a. 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 17-10
(2) 優先順位について	1. 17-12
(3) 自主的対策のための設備及び手順等について	1. 17-12
1. 17. 2. 1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等	1. 17-15
(1) 【自主対策】モニタリング・ポストによる放射線量の測定	1. 17-15
(2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	1. 17-15
a. 【技術的能力】可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定	1. 17-15
b. 【技術的能力】可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定	1. 17-16
(3) 【自主対策】放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-17
(4) 【技術的能力】可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	1. 17-17
(5) 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定	1. 17-19
a. 【技術的能力】可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-19
b. 【技術的能力】可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-20
c. 【技術的能力】可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	1. 17-21
d. 【技術的能力】海上モニタリング	1. 17-22
(6) 【技術的能力】モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	1. 17-23
(7) 【技術的能力】可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	1. 17-23
(8) 【技術的能力】放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	1. 17-23
(9) 【技術的能力】敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制	1. 17-24
(10) 優先順位	1. 17-24
1. 17. 2. 2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等	1. 17-25
(1) 【自主対策】気象観測設備による気象観測項目の測定	1. 17-25
(2) 【技術的能力】可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	1. 17-25
(3) 優先順位	1. 17-26
1. 17. 2. 3 【技術的能力】モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等	1. 17-27

## I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.17監視測定等に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1.17監視測定等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1.17 監視測定等に関する手順等</p> <p>1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>

### <設置許可基準規則第60条>（監視測定設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（監視測定設備）</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>

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

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等するために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の項目を確認した。

・第60条及び重大事故等防止技術的能力基準1.17項（以下「第60条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

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

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

### 1.17.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第60条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故が発生した場合に、以下に掲げる事項のために必要な対応手段及び重大事故対処設備を選定するとしており、「第60条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>a) 重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>b) 重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。</p> <p>2) 「第60条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、対策の抽出を行い、自主的に上記（1）、（2）に記載されたもの以外の設備及び手順等を整備することを含め、重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>1. 対応手段と設備の選定結果について</b></p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>（例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失）</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第60条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第60条等による要求事項に基づき、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順を選定していること、さらに、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順を選定していることから、機能喪失原因対策分析は実施していないことを確認した。</p> <p>2) 第60条等に対応する、主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>（選定された重大事故等対処設備及び手順等）</p> <p>第60条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>①モニタリング・ポストが機能喪失した場合に、可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等。</p> <p>②放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等。</p> <p>③発電所及びその周辺（周辺海域含む。）において、可搬型放射線計測器により、発電所から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定とその結果の記録を行うための設備及び手順等。</p> <p>④気象観測設備が機能喪失した場合に、可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定及びその結果の記録を行うための設備及び手順等。</p> <p>⑤代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機からの給電により、モニタリング・ポストでの放射線量の監視及び測定を継続するための設備及び手順等<sup>※1</sup>。</p> <p>⑥敷地外でのモニタリングについて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制の構築のための手順等。</p> <p>⑦バックグラウンド低減対策により、事故後の周辺汚染による測定不能状態を回避するための手順等。</p> <p>なお、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等がないことを確認した。</p>

※1 モニタリング・ポスト用発電機への給油に関する手順等については、「1. 14 電源の確保に係る手順等」において整理。

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第60条等」で求められている手順		確認結果
規制要求事項		
<p>【設備（配備）】※1</p> <p>第60条（通信連絡設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p>		<p>第60条等に基づく要求事項に対応するための設備及び手順について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>a) 以下に示す手順等に用いるモニタリング設備により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定するとしていることを確認した。</p> <p>○可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定</p> <p>モニタリング・ポストが機能喪失した場合には、可搬型モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定</p> <p>原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量（海側）の測定を行うそのために、可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定</p> <p>放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測器（ダスト・よう素サンプリングの代替として可搬型ダスト・よう素サンプリング装置の代替としてNaIシンチレーションサーベイメータ、GM計数装置の代替としてGM汚染サーベイメータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>○可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定（空气中、水中、土壌中）</p> <p>重大事故等が発生した場合、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプリング装置、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計</p>

		<p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p>	<p>測器及び小型船舶を重大事故対処設備として新たに整備する。 ※空気中の放射性物質の濃度の測定時のみ使用。</p> <p>○放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備（海上モニタリング）</p> <p>重大事故等が発生した場合、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンブラ、GM 汚染サーベイメータ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測器及び小型船舶を重大事故対処設備として新たに整備する。</p> <p>b)</p> <p>○可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定</p> <p>モニタリング・ポストが機能喪失した場合であっても、代替し得る十分な台数の可搬型モニタリングポストを配備することにより、放射線量の代替測定が可能であることを確認した。</p> <p>c) モニタリング・ポスト用発電機による給電ができる設備を設けていることを確認した。</p> <p>○モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等</p> <p>モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合、代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機によりモニタリング・ポストの電源を回復させる。そのために、モニタリング・ポスト用発電機を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>2 可搬型気象観測装置により、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けていることを確認した。</p> <p>○可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定</p> <p>気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>	
<p>【技術的能力】※<sup>3</sup></p>		<p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>		

		<p>a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。</p>	<p>a) 【設備（配備）】1 a) に同じ。</p> <p>b) 【設備（配備）】1 c) に同じ。</p> <p>c) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制  <u>敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する</u>ことを確認した。</p> <p>2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、以下のバックグラウンド低減対策を整備することを確認した。</p> <p>○モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策  <u>重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策を実施する</u>ことを確認した。</p> <p>○放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策          重大事故等発生後において周辺汚染によるバックグラウンドの上昇により可搬型放射線計測器が測定不能となるおそれがある場合には、可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドの低減対策を実施することを確認した。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第60条のうち、設備等の設置に関する要求事項</p> <p>※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項</p> <p>※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.17</p> <p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順；該当なし。</p>				

1.17.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第60条等に基づく要求事項に対応するための対策と そのために必要な重大事故等対処設備を整備するとして いることを確認する。</p> <p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順 等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合して いるか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能 力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事 項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具 体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に 必要な計器等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 第60条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果は以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、1.17.2.1以降に示す。 申請者は、第60条等に基づく要求事項に対応するために、以下の設備及び手順等を整備するとしている。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>a. モニタリング・ポストが機能喪失した場合には、モニタリング・ポストの機能を代替できる十分な台数の可搬型モニタリングポストにより、放射線量を代替測定し、その結果を記録する。また、原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量（海側）の測定を行う。そのために、可搬型モニタリングポストを重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>b. 放射能観測車搭載機器が機能喪失した場合には、可搬型放射線計測器（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置の代替としてNaIシンチレーションサーベイメータ、GM計数装置の代替としてGM汚染サーベイメータ）により、放射性物質の濃度を代替測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測器を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等が発生した場合、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）により、発電所及びその周辺（周辺海域測定時は小型船舶に積載）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し、その結果を記録する。そのために、当該可搬型放射線計測器及び小型船舶を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>d. 気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録する。そのために、可搬型気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合、代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機によりモニタリング・ポストの電源を回復させる。そのために、モニタリング・ポスト用発電機を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>f. 敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築する。</p> <p>g. 重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策を実施する。</p> <p>2) 手順等の方針</p> <p>1)に掲げる設備を用いた主な手順等は以下のとおりとしていることを確認した。また、それぞれの手順における具体的な計測可能なパラメータ等については「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に示されていることを確認した。</p> <p>(1) 放射性物質の放射線量、濃度、気象条件等の測定のためのための設備及び手順</p> <p>①手順着手の判断基準及び②必要な人員等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>a. 「可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定」のための手段等                      重大事故等が発生した後、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリングポストを9台配置する場合には、可搬型モニタリングポスト等の運搬・設置等を計2名により、約285分で実施する。なお、測定データは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p> <p>b. 「可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定」のための手段等                      原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量（海側）の測定の手順に着手する。この手順では、可搬型モニタリングポストを5台配置する場合には、運搬、設置、監視・測定等を計2名により、約175分で実施する。また、測定データは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に自動伝送され、記録される。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の使用を決定した場合には、緊急時対策所等の陽圧化判断のために可搬型モニタリングポスト1台の設置を計2名により、約55分で実施する。</p> <p>c. 「可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」のための手段等                      重大事故等が発生した後、放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラ等が測定機能を喪失したと判断した場合には、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手する。この手順では、車両による移動、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約95分で実施する。</p> <p>d. 「可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等                      重大事故等が発生した後、排気筒モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合には、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約95分で実施する。</p> <p>e. 「可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等                      重大事故等が発生した後、廃棄物処理設備排水モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約65分で実施する。</p> <p>f. 「可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定」のための手段等                      重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、土壌中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する。この手順では、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約65分で実施する。</p> <p>g. 「海上モニタリング」のための手段等                      重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合、又は、排気筒モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する。この手順では、船舶の出航までの作業を計4名により、約150分で実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計4名により、1箇所当たり約110分で実施する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>h. 「バックグラウンド低減対策」のための手順等                      事故後の周辺汚染により測定ができなくなるおそれがあると判断した場合には、バックグラウンド低減対策の手順に着手する。モニタリング・ポストについては、検出器保護カバーの交換、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等、可搬型モニタリングポストについては、養生シートの交換、除草、周辺の土壌撤去等及び可搬型放射線計測器については、遮蔽材による包囲、バックグラウンドレベルの低い場所への移動等により、バックグラウンド低減対策を実施する。</p> <p>i. 「敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制」のための手段等                      敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国及び地方公共団体が連携して策定するモニタリング計画に従って実施する。</p> <p>j. 「可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定」のための手段等                      5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で気象観測設備の指示値及び警報表示を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手する。この手順では、装置の配置等を計2名により、約90分で実施する。なお、測定データは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に自動伝送され、記録される。</p> <p>(2) 常設モニタリング設備に対して代替交流電源設備からの給電を行うための設備及び手順等</p> <p>①対策と設備及び主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機からから給電する手順等」                      モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置から給電を開始する。また、重大事故等対処設備であるモニタリング・ポスト用発電機からモニタリング・ポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置からモニタリング・ポスト用発電機に切り替える。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>監視測定等に係る手順について、放射性物質の濃度及び放射線量の測定及び風向、風速その他の気象条件の測定の対策について、それぞれ優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。                      個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.17.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p>	<p>重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、放射線量等を監視測定について以下の自主対策設備及び手順等を整備していることを確認した。</p>

<p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置づける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>(1) 放射性物質の放射線量、濃度、気象条件等の測定のための自主的対策としての設備及び手順 放射線量等の測定のための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.17.2.1以降に示す。</p> <p>①対策と設備 放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「モニタリング・ポストによる放射線量の測定」のための手順 モニタリング・ポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>b. 「放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」のための手順 放射能観測車搭載機器は、通常時より放射性物質の濃度を測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>c. 「可搬型放射線計測器等※による放射性物質の濃度及び放射線の測定」のための手順 放射能観測車搭載機器及び可搬型放射線計測器の故障等の場合、重大事故等発生時においてもその機能が健全であればGe<math>\gamma</math>線多重波高分析装置、可搬型Ge<math>\gamma</math>線多重波高分析装置及びガスフロー測定装置による測定に着手する。 ※ 自主対策設備として、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用するものであり、重大事故対処設備に位置付けられる可搬型放射線計測器を使用する手順(1.17.2.1(4)、1.17.2.1(5))において使用する。</p> <p>d. 「気象観測設備による気象観測項目の測定」のための手順 気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。</p> <p>(2) 常設モニタリング設備に対して代替交流電源設備からの給電を行うための設備及び手順等 モニタリング・ポストの測定機能を維持・回復させるための設備及び手順等についての主な確認結果については以下のとおり。具体的な個別手順の確認結果については、1.17.2.3に示す。</p> <p>①対策と設備 放射線量等の測定を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備参照。）を用いた主な手順等の方針を以下のとおりとしている。</p> <p>②主な手順等及び手順着手の判断基準等</p> <p>a. 「モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等」 モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置から給電を開始する。</p>
---	--

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備                      対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]                      ※ 1.17.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針                      ○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]                      b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]                      c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]                      b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]                      c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]                      d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]                      b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]                      c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]                      ※現場操作を伴わない中央制御室又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p> <p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]                      b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]                      c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

(1) 【自主対策】モニタリング・ポストによる放射線量の測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、通常時からモニタリング・ポストにより放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果を電磁的に記録し、保存するものであり、そのための自主対策設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. モニタリング・ポストは、通常時より放射線量を連続測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。 b. モニタリング・ポストによる放射線量の測定は、自動的な連続測定であることから、手順を要するものではないことを確認した。 c. 手順は不要であることを確認した。

(2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

ここでは、可搬型モニタリングポストによる測定と代替測定を分けて整理する。測定を a. で、代替測定を b. で記載する。

a. 【技術的能力】可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定を行う。また、原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリングポストを 5 台配置し、放射線量の測定を行う。さらに、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断のため、5 号炉原子炉建屋付近に可搬型モニタリングポストを 1 台配置し、放射線量の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型モニタリングポストを重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、重大事故等時、保安班長が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。また、海側等及び 5 号炉原子炉建屋付近への配置については、当直副長が原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合には、 <u>可搬型モニタリングポストによる放射線量（海側）の測定の手順に着手する</u> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第 10 条事象の発生」により、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視パラメータ（計器）は用いないことを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定を行う手順であり、「第 1.17.3 図 可搬型モニタリングポスト配置・測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. 当該手順は、可搬型モニタリングポストを <u>5 台配置する場合には、運搬、設置、監視・測定等を計 2 名により、約 175 分で実施する。</u> <u>なお、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の使用を決定した場合には、緊急時対策所等の陽圧化判断のために可搬型モニタリングポスト 1 台の設置を計 2 名により、約 55 分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート	a. 車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置することを確認した。

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
b. 通信設備等 c. 作業環境	b. 円滑に作業ができるよう5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。 c. 現場の状況により配置箇所を変更する場合があることを確認した。

b. 【技術的能力】可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより、放射線量を監視、測定及び代替測定し、その結果を記録するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.17の解釈1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「表1.17.1 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型モニタリングポストを重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 当該手順では、 <u>重大事故等が発生した後、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定の手順に着手する</u> としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。 b. 判断基準である「モニタリング・ポストの放射線量の測定機能」を、「放射線量」等によって確認することにより、適切に手順着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「放射線量」等であること、その監視項目のための計器が「モニタリングポスト」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定を行う手順であり、「第1.17.3図 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、 <u>可搬型モニタリングポストを9台配置する場合には、可搬型モニタリングポスト等の運搬・設置等を計2名により、約285分で実施する</u> ことを確認した。 c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置することを確認した。 b. 円滑に作業ができるよう5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。 c. 現場の状況により配置箇所を変更する場合があることを確認した。

(3) 【自主対策】放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等時に周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、自主対策設備として放射能観測車を用いた空気中の放射性物質の濃度の測定の手段を整備するものであり、そのための自主対策設備については、「第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針	
a. 判断基準	a. 原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生したと判断した場合には、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的に示され明確であることを確認した。
b. 操作手順	b. 当該手順は、GM計数装置によるダスト濃度及びよう素測定装置によるよう素濃度の監視・測定等を行う手順であり、「第1.17.4図 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
c. 所要時間等	c. 当該手順は、監視・測定等を計2名により、約90分を実施することを確認した。

(4) 【技術的能力】可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である放射能観測車（搭載機器）が機能喪失した場合に、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）により、放射性物質の濃度及び放射線量を監視、代替測定し、その結果を記録するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.17の解釈1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針	
①手順着手の判断基準等	
a. 判断基準	a. 当該手順では、重大事故等が発生した後、重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合、可搬型放射線計測器（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置の代替としてNaIシンチレーションサーベイメータ、GM計数装置の代替としてGM汚染サーベイメータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う場合には、「可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の手順」に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。
b. 着手タイミング	b. 判断基準である「放射能観測車（搭載機器）の測定機能の喪失」を「放射性物質の濃度」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。
c. 判断計器	c. 当該手順着手の判断における監視項目が「放射性物質の濃度」等であること、その監視項目のための計器が「放射能観測車（GM計数装置、よう素計測装置）」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。
②必要な人員等	
a. 操作手順	a. 当該手順は、可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定を行う手順であり、「第1.17.6図 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。
b. 所要時間等	b. 当該手順は、 <u>車両による移動、測定、記録等を計2名により、最も時間を要する場合においても1箇所当たり約95分を実施する</u> ことを確認した。
c. 操作計器	c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	操作の成立性について、補足説明資料3.8「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。 a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。 b. 円滑に作業ができるよう5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。 c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。 なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

(5) 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定

a. 【技術的能力】可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時、重大事故等時に発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、可搬型放射線計測器により空気中の放射性物質の濃度の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge<math>\gamma</math> 線多重波高分析装置、可搬型 Ge<math>\gamma</math> 線多重波高分析装置及びガスフロー測定装置を測定に使用することを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、重大事故等が発生した後、重大事故等時、保安班長が主排気筒モニタの指示値及び警報表示を確認し、主排気筒モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。又は、主排気筒モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、保安班長が発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合に放射性物質の濃度の測定に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出」を「モニタ値」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「主排気筒モニタ計」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順であり、「第 1.17.7 図 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、測定、記録等を計 2 名により、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり約 95 分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

b. 【技術的能力】可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行い、水中の放射性物質の濃度を測定するものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge<math>\gamma</math>線多重波高分析装置、可搬型 Ge<math>\gamma</math>線多重波高分析装置及びガスフロー測定装置を測定に使用することを確認した。主な自主対策設備と自主対策設備として位置づける理由については、「表 2 自主対策における自主対策設備」のとおり。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<b>重大事故等が発生した後、発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合には、水中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合」を「モニタ値」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「液体廃棄物処理系排水モニタ値計」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順であり、「第 1.17.8 図 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<b>測定、記録等を計 2 名により、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり約 65 分で実施する。</b></p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. <b>放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</b></p> <p>b. <b>円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</b></p> <p>c. <b>作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。</b></p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

c. 【技術的能力】可搬型放射線計測器による土壤中の放射性物質の濃度の測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壤中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合、可搬型放射線計測器により土壤中の放射性物質の濃度の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a) にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge<math>\gamma</math> 線多重波高分析装置、可搬型 Ge<math>\gamma</math> 線多重波高分析装置及びガスフロー測定装置を測定に使用することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<b>重大事故等が発生した後、空気中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合、又は、排気筒モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、土壤中の放射性物質の濃度を測定する手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出が確認された場合」を「モニタ値」等で確認する等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「主排気筒モニタ等計」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順であり、「第 1.17.9 図 可搬型放射線計測器による土壤中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<b>測定、記録等を計 2 名により、最も時間を要する場合においても 1 箇所当たり約 65 分で実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、<b>放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</b></p> <p>b. <b>円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</b></p> <p>c. <b>作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からブルーム通過後までの動きが、示されている。</b></p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

d. 【技術的能力】 海上モニタリング

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合、小型船舶（海上モニタリング用）で周辺海域を移動し、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）により空气中及び水中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈 1a)にて求められている「重大事故等発生時のモニタリング設備による放射性物質の濃度等の監視・測定・記録」に係る手段である。このための設備は、「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ、可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）及び小型船舶（モニタリング用）を重大事故対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、当該手順において、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば自主対策設備である Ge<math>\gamma</math>線多重波高分析装置、可搬型 Ge<math>\gamma</math>線多重波高分析装置及びガスフロー測定装置を測定に使用することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、<b>重大事故等が発生した後、水中の放射性物質の濃度を測定する手順により放射性物質の放出が確認された場合又は排気筒モニタ等の指示値を確認し、発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合には、小型船舶を用いた海上モニタリングの手順に着手する</b>としており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「放射性物質の放出が確認された場合」を「モニタ値」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「モニタ値」等であること、その監視項目のための計器が「主排気筒モニタ等計」等であることを確認した。また、それらの計器が「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等  c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、海上モニタリング測定を行う手順であり、「第 1.17.11 図 海上モニタリングのタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、<b>船舶の出航までの作業を計 4 名により、約 150 分で実施する。また、測定場所への移動、試料採取、測定及び記録を計 4 名により、1 箇所当たり約 260 分で実施する</b>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>操作の成立性について、補足説明資料 3.8 「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、<b>放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</b></p> <p>b. 円滑に作業ができるよう 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、<b>事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。</b></p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

- (6) 【技術的能力】モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (7) 【技術的能力】可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策
- (8) 【技術的能力】放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

バックグラウンド低減対策の手順としては、上記の3つの手順が整備されている。審査書にてまとめて記載したことから、本確認事項でも3つの手順をまとめて整理している。

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、重大事故等による周辺汚染に対して、検出器の養生、周辺土壌の撤去等により、（ア）モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策<sup>※1</sup>、（イ）可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策<sup>※2</sup>及び（ウ）放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策<sup>※3</sup>を実施するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準 1.17 の解釈2にて求められている「事故後の周辺汚染による測定不能を避けるためのバックグラウンド低減対策」に係る手段である。そのための設備については、資機材として検出器保護カバー及び養生シートを用いた作業を行うものであり、重大事故等対処設備及び自主対策設備を用いた作業はないとしていることを確認した。「第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」を参照。</p> <p>※1 事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる測定ができなくなることを避けるため検出器保護カバーの交換、除草、土壌撤去等を行う。</p> <p>※2 事故後の周辺汚染により可搬型モニタリングポストによる測定ができなくなることを避けるために、可搬型モニタリングポストを設置する際に、予め可搬型モニタリングポスト本体を養生シートによる養生を行うものである。また、可搬型モニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合は、除草、周辺の土壌撤去等を行う。</p> <p>※3 事故後の周辺汚染により可搬型放射線計測器による測定ができなくなることを避けるため可搬型放射線計測器周辺への遮蔽材の設置、除草、土壌撤去等を行う。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 着手タイミング  c. 判断計器	<p>a. 当該手順は、（ア）モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策、（イ）可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策及び（ウ）放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策について、それぞれ以下の条件のもと、手順に着手し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>（ア）モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策：モニタリング・ポストの指示値と周辺のバックグラウンド間の有意な差を確認し、バックグラウンド低減対策の必要性を判断した場合。</p> <p>（イ）可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策：可搬型モニタリングポストの指示値と周辺のバックグラウンド間の有意な差を確認し、バックグラウンド低減対策の必要性を判断した場合。</p> <p>（ウ）放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策：可搬型放射線計測器を使用する場所が、バックグラウンド上昇により、測定ができなくなるおそれがあると判断した場合。</p> <p>b. （ア）及び（イ）の場合の判断基準である「バックグラウンド低減対策の必要性を判断した場合」を「放射線量」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。また、（ウ）の場合の判断基準である「バックグラウンド上昇により、測定ができなくなるおそれがあると判断した場合」を「放射性物質の濃度」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. （ア）及び（イ）の場合の当該手順着手の判断における監視項目が「放射線量」等であること、その監視項目のための計器が「モニタリングポスト」等であることを確認した。また、（ウ）の場合の当該手順着手の判断における監視項目が「放射性物質の濃度」等であること、その監視項目のための計器が「NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ」等であることを確認した。それらの計器が「第 1.17.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順  b. 所要時間等	<p>a. 当該手順は、バックグラウンド低減対策等を行う手順であり、「第 1.17.12 図 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート」、「第 1.17.13 図 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート」、「第 1.17.14 図 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策のタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、上記（ア）から（ウ）の対応について、以下のとおり確認した。</p> <p>（ア）モニタリング・ポストの対応は、保安班員 2 名にて実施し、検出器（9 台分）及び局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去の所要時間は、約 260 分と想定することを確認した。</p>

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
c. 操作計器	<p>（イ）可搬型モニタリングポストの対応は、保安班員2名にて実施し、可搬型モニタリングポスト15台分の養生シートの交換作業の所要時間は約335分と想定する。なお、設置する際に、予め可搬型モニタリングポスト本体を養生シートによる養生を行う。</p> <p>（ウ）可搬型放射線計測器の対応は、保安班員2名にて実施し、遮蔽材の設置等の作業の所要時間を約20分と想定する。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>操作の成立性について、補足説明資料3.8「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業ができるよう5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。</p> <p>なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

(9) 【技術的能力】敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>当該手順は、敷地外でのモニタリングについては、国及び地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って実施する体制を構築するとしており、重大事故等防止技術的能力基準1.17の解釈1c)にて求められている「敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること」に係る手段である。</p> <p>敷地外でのモニタリングについては、国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて、国、地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従って資機材及び要員、放出源情報を提供するとともにモニタリングを実施する。原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し、環境放射線モニタリング等への要員の派遣、可搬型放射線計測器等の貸与等を受けることが可能であるとしていることを確認した。</p>

(10) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等発生時において、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合又はそのおそれがある場合の対応手順の選択について、「第1.17.1 図 放射性物質の濃度、放射線量及び気象観測項目の測定不能時対応手順」にて明確化していることを確認した。</p>

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

(1) 【自主対策】気象観測設備による気象観測項目の測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	通常時から気象観測設備により風向、風速等の気象データを連続測定しており、重大事故等時に気象観測設備の測定機能が喪失していない場合は、継続して風向、風速等の気象データを連続測定し、測定結果を記録紙に記録し、保存するものである。そのための自主対策設備は、「第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準対象施設等と整備する手順」に整理されていることを確認した。主な自主対策設備として位置づける理由については、「表2 自主対策における自主対策設備」のとおり。
2) 手順等の方針 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	気象観測設備は、通常時より風向、風速等の気象データを連続的に測定しているものであり、重大事故等発生時においてもその機能が健全であれば継続して使用する。また、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、自動的な連続測定であることから、手順を要するものでないことを確認した。

(2) 【技術的能力】可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、設計基準事故対処設備である気象観測設備が機能喪失した場合、可搬型気象観測装置により風向、風速その他の気象条件を代替測定し、その結果を記録するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.17にて求められている「重大事故等が発生した場合に工場等において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する」に係る手段である。このための設備は、「第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」に整理され、可搬型気象観測装置を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で気象観測設備の指示値等を確認し、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量及び雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合には、可搬型気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定の手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「風向、風速その他の気象条件の測定機能が喪失したと判断した場合」を「風向、風速その他の気象条件」で確認すること等により、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「風向、風速その他の気象条件」等であること、その監視項目のための計器が「気象観測設備（風向（地上高）」等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定を行うものであり、「第1.17.16 図 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定のタイムチャート」を踏まえ、現場への移動、試料採取等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、装置の配置等を計2名により、約90分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.17.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等	<p>操作の成立性について、補足説明資料3.8「緊急時モニタリングに関する要員の動き」に以下のように記載されていることを確認した。</p> <p>a. 放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については、放出状況、風向、風速等を考慮し、選定することを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業ができるよう5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p>

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
c. 作業環境	c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、示されている。 なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故と発生時において、発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合又はそのおそれがある場合の対応手順の選択について、「第1.17.1 図 放射性物質の濃度、放射線量及び気象観測項目の計測不能時対応手順」にて明確化していることを確認した。</p>

1.17.2.3 【技術的能力】 モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機からの給電により、モニタリング・ポストでの放射線量の監視及び測定を継続するためのものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.17の解釈1b)にて求められている「常設モニタリング設備が代替交流電源設備からの給電を可能にすること」に係る手段である。このための設備は、「第1.17.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、モニタリング・ポスト用発電機を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>モニタリング・ポスト用発電機への給油手順等については、「1.14 電源の確保に関する手順等」において整理されていることを確認した。また、当該手順に係る自主対策について、モニタリング・ポストの交流電源が喪失した場合には、専用の無停電電源装置から給電を開始し、給電状況を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において確認するとともに、モニタリング・ポスト用発電機からモニタリング・ポストへの給電が開始された場合には、専用の無停電電源装置から、モニタリング・ポスト用発電機に切り替えることを確認した。</p> <p>なお、モニタリング・ポストの機能が回復しない場合は、「可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行うことを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 当該手順では、常用所内電源喪失後、保安班長が、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び無停電電源装置の運転に関する警報表示を確認し、モニタリング・ポスト用発電機による給電が必要と判断した場合に、モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順に着手するとしており、作業着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「モニタリング・ポスト用発電機による給電が必要と判断した場合」を「無停電電源装置の運転状態」等により監視することにより、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「無停電電源装置の運転状態」等であること、その監視項目のための計器が「無停電電源装置の電圧」等であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、海上モニタリング測定を行う手順であり、「第1.17.18 図モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順のタイムチャートのタイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順は、発電機を起動等の作業を計2名にて実施し、一連の作業は、作業開始を判断してから約110分で実施することを確認した。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 照明により夜間等のアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 円滑に作業ができるよう5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p> <p>c. 作業環境が確保されるよう、緊急時モニタリングの実施手順及び体制について、事故発生からプルーム通過後までの動きが、添付資料3.8 緊急時モニタリングに関する要員の動きに記載されていることを確認した。なお、対応要員数及び対応時間については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。</p>

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
モニタリング・ポストによる放射線量の測定	モニタリング・ポスト	通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
空气中放射性物質の濃度の測定（放射能観測車による測定）	放射能観測車搭載機器	通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定	Ge ガンマ線多重波高分析装置、可搬型 Ge $\gamma$ 線多重波高分析装置、ガスフロー測定装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
気象観測設備による測定（風向、風速その他気象条件の測定）	気象観測設備	通常時より使用する設備であり、重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。
モニタリング・ポストの代替電源	無停電電源装置	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、事故対応に対して有効な手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る審査事項の整理と適合性確認結果等（重大事故等防止技術的能力基準1. 18及び設置許可基準規則第61条）

I	要求事項の整理	1. 18-3
II	要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 18-5
1. 18. 1	対応手段と設備の選定	1. 18-5
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 18-5
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 18-6
1. 18. 2	重大事故等時の手順等	1. 18-11
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 18-11
a.	第61条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 18-11
b.	第37条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 18-14
(2)	優先順位について	1. 18-15
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 18-16
1. 18. 2. 1	居住性を確保するための手順等	1. 18-18
(1)	緊急時対策所立ち上げの手順	1. 18-18
a.	【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順	1. 18-18
b.	【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	1. 18-19
(2)	原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順	1. 18-20
a.	【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順	1. 18-20
b.	【技術的能力】その他の手順項目にて考慮する手順	1. 18-21
(3)	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等	1. 18-21
a.	緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員について	1. 18-21
b.	【技術的能力】格納容器ベント時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で活動する場合の対応の手順	1. 18-22
c.	【自主対策】カードル式空気ポンプユニットによる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のための準備手順	1. 18-23
d.	【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順	1. 18-24
e.	【技術的能力】5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順	1. 18-25
f.	【自主対策】移動式待機所を使用する手順	1. 18-26
1. 18. 2. 2	重大事故時等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等	1. 18-27
(1)	【技術的能力】安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順	1. 18-27
(2)	重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備	1. 18-27
(3)	【技術的能力、自主対策】通信連絡に関する手順等	1. 18-27
1. 18. 2. 3	必要な数の要員の収容に係る手順等	1. 18-28
(1)	放射線管理	1. 18-28
a.	放射線管理用資機材の維持管理等	1. 18-28
b.	【技術的能力】チェンジングエリアの設置及び運用手順	1. 18-28
c.	【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順	1. 18-29

(2) 飲料水、食料等 .....	1.18-29
1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順等 .....	1.18-30
(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電 .....	1.18-30
a. 【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動手順 .....	1.18-30
b. 【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順 .....	1.18-31
c. 【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順 .....	1.18-32
d. 【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順 .....	1.18-33
e. 【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)の切替え手順 .....	1.18-34

## I 要求事項の整理

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

また、申請者の計画が、設置許可基準規則第37条の評価（以下「有効性評価（第37条）」という。）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等に関連する有効性評価（第37条）における事故シーケンスグループ及び有効性評価（第37条）で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p> <p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p> <p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p> <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>

<設置許可基準規則第61条>（原子炉制御室）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>第61条（緊急時対策所）</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>

<有効性評価における事故シーケンス等で必要となる対策（手順等）>

有効性評価における事故シーケンスグループ等	有効性評価で解析上考慮している対策（手順等）
該当なし	

## II 要求事項に対する審査の視点・審査確認事項と確認結果

緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等について、以下の事項を確認した。

・第61条及び重大事故等防止技術的能力基準1.18項（以下「第61条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。

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

### 1.18.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第61条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定するとしており、「第61条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第61条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定するとしており、申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備；技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。                  (例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第45条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置付けられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1. 1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第61条等による要求事項に基づき、対応手段として、居住性を確保するための手順、重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順、必要な要員の収容に係る手順、代替電源設備からの給電手順を選定しており、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第61条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、「表1 規制要求事項に対応する手順」のとおり。</p> <p>第61条等の要求事項に対応するため、以下の措置を行うための設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>② 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。</p> <p>③ 代替電源設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。</p> <p>④ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽（※）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p data-bbox="1130 233 1249 268">手順等。</p> <p data-bbox="1130 323 2807 583">                     (※) 申請者は、5号炉原子炉建屋内に緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）を設置し、これらの拠点に対して、それぞれに、遮蔽、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを整備し、その設備名称を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽等と記載している。本審査書では、対策本部及び待機場所にそれぞれに整備している設備は、まとめて「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽」等と記載する。ただし、高気密室、二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機は緊急時対策所（対策本部）のみ、室内遮蔽は緊急時対策所（待機場所）のみに設置していることからそのままの設備名称を記載する。                 </p> <p data-bbox="1110 638 2457 674">⑤ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性については、第61条等に定める要件に適合するものとする。</p> <p data-bbox="1110 684 2208 720">⑥ 緊急時対策要員等の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等。</p> <p data-bbox="1110 730 2148 766">⑦ 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。</p> <p data-bbox="1110 777 2534 812">⑧ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。</p> <p data-bbox="1110 823 2475 858">⑨ 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェン징エリアを設置するための資機材及び手順等。</p> <p data-bbox="1110 869 2267 905">⑩ 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡を行うための設備及び手順等。</p> <p data-bbox="1110 915 2326 951">⑪ 重大事故等に対処するために必要な数の緊急時対策要員等を収容するための設備及び手順等。</p> <p data-bbox="1110 1005 2807 1077">                     また、緊急時対策所の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）において、位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれていないことを確認した。                 </p> <p data-bbox="1110 1131 2807 1203">                     これらの確認結果から、重大事故等が発生した場合においても重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるために申請者が計画する設備及び手順等が、第61条等における各々の要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であることを確認した。                 </p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第61条等」で求められている手順

【設備（配備）】※1	要求概要	確認結果
	<p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業</p>	<p>1 以下の設備を設置する方針であることを確認した。</p> <p>a) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、耐震構造とするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置する。</p> <p>b) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、中央制御室に対して共通要因故障を防止するために位置的分散を確保する。</p> <p>c) 代替電源設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。</p> <p>d) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、緊急時対策所内でのマスク着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても、緊急時対策所にとどまる要員の实効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とする。</p> <p>f) 身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材及び手順等で緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けていることを確認した</p>

		<p>服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>2 <b>重大事故等に対処するために必要な数の緊急時対策要員等を収容するための設備及び手順等。</b>具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p>	
	<p>【技術的能力】<sup>※3</sup></p>	<p>1 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>以下の設備及び手順等を整備する方針としていることを確認した。</p> <p>a) <b>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保するための設備及び手順等を整備。</b></p>	

	<p>b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。</p> <p>d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。</p> <p>2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>	<p>b) 代替電源設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）からの給電を可能とする設備及び手順等を整備するとともに、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備は多重性を確保する。</p> <p>c) 緊急時対策要員等の装備（線量計、マスク等）の配備。放射線管理のための手順等。</p> <p>d) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を整備するための手順等。</p> <p>e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄等するための手順等。</p> <p>2 重大事故等に対処するために必要な数の緊急時対策要員等を収容するための設備及び手順等。具体的には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。</p>	
<p>※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第61条のうち、設備等の設置に関する要求事項、※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項、※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1.18</p> <p>○設置許可基準37条（有効性評価）で求められている手順なし</p>			

1.18.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第61条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>(1) 第61条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。 具体的な個別手順の確認内容については、1.18.2.1から1.18.2.4に示す。</p> <p>1) 対策と設備</p> <p>第61条等に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 代替電源からの給電。そのために、対策本部用及び待機場所用として共通の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びタンクローリ（4kL）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性の確保。そのために、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタ、可搬型モニタリングポスト及び差圧計を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>c. 重大事故等に対処するために必要な数の緊急時対策要員等の収容。そのために、対策本部及び待機場所にそれぞれ緊急時対策要員等の装備（線量計及びマスク等）、重大事故等対策の検討に必要な資料、外部からの支援なしに1週間活動するための飲料水、食料等及びチェンジングエリア用資機材等を新たに整備する。また、対策本部に重大事故等対策の検討に必要な資料を新たに整備する。</p> <p>d. 対策本部から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報の把握。そのために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を構成する SPDS表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>e. 対策本部と原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡の実施。そのために、対策本部に衛星電話設備、無線連絡設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p> <p>また、5号原子炉建屋地上1階屋外、対策本部、待機場所及び5号中央制御室との通信連絡のために5号炉屋外緊急連絡用インターフォン（5号原子炉建屋屋外と対策本部及び5号中央制御室との間）及び携帯型音声呼出電話設備（対策本部と待機場所との間）を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 居住性を確保するための手順等</p> <p>(a) 緊急時対策所立ち上げの手順</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順 緊急時対策所を立ち上げる場合には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を運転する手順に着手する。この手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動操作等を緊急時対策要員4名により、約60分で実施する。</li> <li>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順 重大事故が発生するおそれがある場合、緊急時対策所の使用を開始した場合、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。この手順では、緊急時対策所内対応は1名により実施する。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>(b) 原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順 原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に緊急時対策所内への放射性物質等の侵入量を微量のうちに検知し、陽圧化の判断を行うために、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置する。この手順では、緊急時対策所内対応は2名により、約20分で実施する。</li> </ul> <p>(c) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員について ブルーム通過中に緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員等は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策要員52名、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために緊急時対策要員等77名のうち19名及び現場要員等48名の合計119名と想定している。このうち指揮所に71名、待機場所に48名収容する。</li> <li>格納容器ベント時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で活動する場合の対応の手順 6号炉又は7号炉において炉心損傷後に格納容器ベントの実施を判断した場合等には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）による緊急時対策所内の加圧を実施し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を停止する手順に着手する。この手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）の起動及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の停止の操作等を緊急時対策要員6名で行い、約5分で実施する。</li> <li>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順 周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリングポスト又はモニタリングポストにより確認された場合には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）の停止する手順に着手する。この手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）空気給気弁の閉止、差圧調整用排気弁の操作等を、緊急時対策要員等4名により、約30分で実施する。</li> <li>5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のページ手順 可搬型モニタリングポスト又はモニタリングポストにより周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合であって、建屋内の雰囲気線量が屋外よりも高い場合には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の給気エリアとなる通路の雰囲気気を換気する手順に着手する。この手順では、仮設ダクトの敷設、可搬型外気取入送風機の起動の操作等を緊急時対策要員2名により、約30分で実施する。</li> </ul> <p>b. 重大事故等に対処するために必要な情報把握及び通信連絡に関する手順等</p> <p>(a) 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順 安全パラメータ表示システム（SPDS）は、緊急時対策所立ち上げ時に緊急時対策要員1名により操作する。</p> <p>(b) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の設備</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p data-bbox="1169 233 2570 268">重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、常に最新となるよう維持及び管理する。</p> <p data-bbox="1115 323 1486 359">(c) 通信連絡に関する手順等</p> <p data-bbox="1139 369 2792 447">重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本社、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。</p> <p data-bbox="1115 506 1813 541">c. 必要な数の発電所災害対策本部要員の収容に係る手順</p> <p data-bbox="1115 552 1308 588">(a) 放射線管理</p> <ul data-bbox="1139 598 2792 716" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1139 598 1576 634">・放射線管理用資機材の維持管理等</li> <li data-bbox="1139 644 2792 716">緊急時対策所には、1週間外部からの支援がなくとも対策要員が使用する十分な数量の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、通常時から維持及び管理する。</li> </ul> <ul data-bbox="1139 774 1665 810" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1139 774 1665 810">・チェンジングエリアの設置及び運用手順</li> </ul> <p data-bbox="1139 821 2792 938">重大事故等が発生し、格納容器雰囲気放射線レベル計等により炉心損傷を判断した場合には、チェンジングエリアの運用を開始する手順に着手する。この手順は、床、壁等の養生、エアータント及び各資機材の設置等を緊急時対策要員2名により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所では約90分で実施する。</p> <ul data-bbox="1139 997 2792 1167" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1139 997 1982 1033">・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順</li> <li data-bbox="1169 1043 2792 1167">5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機フィルタユニットは、7日間は交換なしで連続使用できる設計であるが、故障する等、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施する手順に着手する。緊急時対策要員2名により、約75分で実施する。</li> </ul> <p data-bbox="1115 1268 1368 1304">(b) 飲料水、食料等</p> <p data-bbox="1139 1314 2792 1432">緊急時対策所には、重大事故等に対処する緊急時対策要員等を最大180名収容する。このため、緊急時対策要員等の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持及び管理する。</p> <p data-bbox="1115 1491 1537 1526">d. 代替電源設備からの給電手順等</p> <p data-bbox="1115 1537 1932 1572">(a) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電</p> <ul data-bbox="1139 1583 2792 1753" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1139 1583 1902 1619">・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動手順</li> <li data-bbox="1139 1629 2792 1753">5号炉の共通用高圧母線、6号炉又は7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電の手順に着手する。この手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備及び起動操作を緊急時対策要員2名により、約25分で実施する。</li> </ul> <ul data-bbox="1139 1812 2792 1881" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1139 1812 2792 1881">・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順</li> <li data-bbox="1169 1850 2792 1881">5号炉の共通用高圧母線及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合において、早期の電源回復が不能の場合で、</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した際は、燃料給油のため同電源設備を切り替える必要があり、その手順に着手する。緊急時対策要員2名により、約30分で実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順                     <p>5号炉の共通用高圧母線及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合で、早期の電源回復が不能の場合で、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した際は、燃料給油が必要となる。緊急時対策要員2名により、1回の給油の所要時間は、約130分で実施する。なお、タンクローリ（4kL）に残油がある場合には、約55分で可能である。</p> </li> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順                     <p>格納容器ベントに備える必要がある場合に備え、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にとどまる要員の移動が必要と判断した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機側電源設備の無負荷運転を行うため、その待機運転の手順に着手する。緊急時対策要員4名により、約45分で実施する。</p> </li> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）の切替え手順                     <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した場合で、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備2台の損傷のため5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）への切替えが必要となった場合には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）の切替え手順に着手する。</p> <p>緊急時対策要員2名により、約170分で実施する。</p> </li> </ul> <p>③作業環境等</p> <p>居住性を確保するための手順等について、緊急時対策所へのアクセスルートの確保、衛星電話設備等の通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認した。</p>

b. 第37条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価（第37条）等において位置付けた対策とそのために必要な重大事故等対処設備を整備するとしていることを確認する。</p>	<p>緊急時対策所の居住性等に関する手順等については、有効性評価（第37条）等において位置付けた対策はないことを確認した。</p>
<p>2) 1) にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、作業時間等が示されていることを確認する。</p> <p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1. 0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう計画する各々の手順等については、それぞれ異なる要求事項を満足するために整備されたものであり、優先順位等は設定されていないことを確認した。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備設備が示されていること、自主対策設備設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>① 重大事故等への対処をより確実に実施するため、更なる対策の抽出を行い、発電所外との通信連絡を行うため又は居住性を確保するため以下の自主対策設備及び手順等を整備するとしていることを確認した。</p> <p>①及び②</p> <p>a. 発電所外との通信連絡を行うための設備及び手順等                  設備が健全である場合、衛星電話設備（社内向）を使用する。その手順は、「1. 19 通信連絡に関する手順等」において記載されている。</p> <p>b. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性を確保するための設備及び手順等                  ・カードル式空気ポンプユニットによる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のための準備手順                  炉心損傷を判断した場合、カードル式空気ポンプユニットにより5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を加圧する手順に着手する。この手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の加圧準備のため、カードル式空気ポンプユニットと5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化系統配管との接続等を計7名により、約150分で実施することを確認した。</p> <p>c. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所以外の設備及び手順等                  ・移動式待機所を使用する手順                  重大事故等が発生した場合において、現場にて対応を行う要員を防護する必要があると判断した場合、移動式待機所を使用する手順に着手する。この手順では、荒浜側高台保管場所からの移動、除染等を計3名により、約90分で実施することを確認した。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※1.16.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準 37 条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備するとしていることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c. についての記載は不要とする。</p>
<p>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 緊急時対策所立ち上げの手順

a. 【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故が発生するおそれがある場合※、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げることとしており、緊急時対策所で活動する発電所災害対策本部要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を運転するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p> <p>※原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合：運転時の異常な過渡変化、設計基準事故も含める。（柏崎刈羽発電所原子力事業者防災業務計画（平成29年3月）に定められている）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力警戒態勢：原子力災害対策指針にて定められている警戒事態に対処するための態勢。</li> <li>・緊急時態勢：原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合であって、発電所の平常組織をもってしては、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止等のための活動を迅速かつ円滑に行うことが困難な事態に対処するための態勢。</li> </ul>
<p>2) 手順の方針</p> <p>①手順着手の判断</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 非常用体制が発令され、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を立ち上げた場合に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「緊急時対策所を立ち上げる場合」は、非常体制が発令された場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 該当なし。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、緊急時対策所空気浄化設備の起動手順であり、「第1.18.3図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機運転手順タイムチャート」等を踏まえ、系統構成等の当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動操作等を緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、約60分で実施することを確認した。</p> <p>c. 特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p> <p>空気浄化装置へのダクト接続に係る作業については、補足説明資料（添付資料1.18.2）において示されている。</p>

b. 【技術的能力】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、緊急時対策所の使用を開始した場合、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、測定に使用する設備のうち、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 緊急時対策所の使用を開始した場合に、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定する手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「緊急時対策所の使用を開始した場合」は、非常体制が発令されることにより、適切に測定するための手順に着手できることを確認した。 c. 該当なし
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順であり、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、緊急時対策所内対応は1名で行い、室内での測定のみであるため、速やかに実施するとしていることを確認した。 c. 必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

(2) 原子力災害対策特別措置法第10条事象発生時の手順

a. 【技術的能力】5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置することとしており、緊急時対策所で活動する発電所災害対策本部要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を運転するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、緊急時対策所可搬型エリアモニタを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合に緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置する手順に着手するとしていることを確認し手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生」した場合は、原子力災害対策特別措置法において明確に定められており、適切に手順着手できることを確認した。</p> <p>c. 該当なし。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、緊急時対策所可搬型エリアモニタを設置する手順であり、「第1.18.9図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタ設置手順タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、緊急時対策所内対応は2名により実施するものとし、所要時間を約20分と想定していることを確認した。</p> <p>c. 特に必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】 その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

(1) 手順着手の判断等

当該手順は、重大事故等防止技術的能力基準 1. 18にて求められている「解釈 1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」として、可搬型モニタリングポストにより、放射線量の測定を行う手順を整備していることを確認した。また、監視機能が喪失した場合の手順については、「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備していることを確認した。

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

a. 緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員について

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

プルーム通過中に緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員等は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う緊急時対策要員 52 名、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために緊急時対策要員等 77 名のうち 19 名及び現場要員等 48 名の合計 119 名と想定している。このうち指揮所に 71 名、待機場所に 48 名収容する。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。

b. 【技術的能力】格納容器ベント時に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で活動する場合の対応の手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、格納容器ベントを実施する場合に備え、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）への移動の手順及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）に切り替えることにより、5号炉原子炉建内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）への外気の流入を遮断するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1a）重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、<u>陽圧化装置（空気ポンペ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置、差圧計を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 格納容器ベントの直前等になった場合等の「第1.18.10図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）による加圧判断のフローチャート」で手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「第1.18.10図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）による加圧判断のフローチャート」から「空間線量率」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断基準である監視項目が「空間線量率」等であること、その監視項目のための計器が「可搬型モニタリングポスト」、「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エアモニタ」等であることを確認した。また、それらの計器が、「第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器一覧」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）に切替え手順であり、「第1.18.12図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機停止及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンペ）起動手順タイムチャート」等を踏まえ、ダクト取外し等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）の起動及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の停止の操作等を緊急時対策要員6名で行い、約5分で実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作は切替手順であり、必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

c. 【自主対策】カードル式空気ポンプユニットによる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のための準備手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	重大事故等が発生した場合において、炉心損傷を判断した場合、カードル式空気ポンプユニットにより5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を加圧する手順に着手する。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 操作手順 c. 所要時間等	a. 炉心損傷を判断した場合で6号及び7号炉の同時でない格納容器ベント操作を実施する場合に、カードル式空気ポンプユニットにより5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を加圧する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 操作手順及び成立性により具体的な操作手順に着手できることを確認した。 c. この手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の加圧準備のため、カードル式空気ポンプユニットと5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化系統配管との接続等を計7名により、約150分を実施することを確認した。

d. 【技術的能力】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にプルーム通過後の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替えするものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。このため、「(1)a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順」と同じ、緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリングポスト又はモニタリングポストにより確認された場合には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）の停止する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「周辺環境中の放射性物質の減少が可搬型モニタリングポスト又はモニタリングポストにより確認された場合」はプルームの影響により可搬型モニタリングポスト等の線量率が上昇した後に線量率が減少に転じ、更に線量率が安定的な状態になって、5号炉原子炉建屋屋上階の階段室近傍（可搬型外気取入送風機の外気吸込場所）に設置する可搬型モニタリングポストの値が0.2mGy/hを下回った場合としており、「空間線量率」で確認すること等により、適切に動作状況を確認するための手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「可搬型モニタリングポスト」であること、その監視項目のための計器が可搬型モニタリングポスト等であることを確認した。また、それらの計器が「第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器一覧」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順であり、「第1.18.16図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ポンペ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順タイムチャート」等を踏まえ、可搬型陽圧化空調機の起動等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）空気給気弁の閉止、差圧調整用排気弁の操作等を、緊急時対策要員等4名により、約30分で実施するとしている。</p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器一覧」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

e. 【技術的能力】 5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合においては、通路部の雰囲気のパージを行うために5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機による通路部のパージするものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。
2) 手順等の方針 ①手順着手の判断基準等 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. <u>可搬型モニタリングポスト又はモニタリングポストにより周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合であって、建屋内の雰囲気線量が屋外よりも高い場合には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の給気エリアとなる通路の雰囲気を換気する手順に着手する</u>としていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「建屋内の雰囲気線量が屋外よりも高い場合」を「建屋内の雰囲気線量（電離箱サーベイメータで測定）」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「建屋内の雰囲気線量（電離箱サーベイメータで測定）」はあること、その監視項目のための計器が「電離箱サーベイメータ」であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機による通路部のパージを行う手順であり、「第1.18.19図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機の起動手順タイムチャート」等を踏まえ、仮設ダクトの敷設等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. <u>この手順では、仮設ダクトの敷設、可搬型外気取入送風機の起動の操作等を緊急時対策要員2名により、約30分で実施する</u>ことを確認した。</p> <p>c. 当該操作は切替手順であり、操作計器はないことを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

f. 【自主対策】移動式待機所を使用する手順

確認事項	確認結果(柏崎刈羽 6、7)
1) 対策と設備	<p>重大事故等が発生した場合において、現場にて対応を行う要員を防護する必要があると判断した場合、移動式待機所を使用する手順に着手することを確認した。</p>
2) 手順等の方針 ① 手順着手の判断基準等 a. 判断基準  b. 操作手順 c. 所要時間等	<p>a. 、現場にて対応を行う要員を防護する必要があると判断した場合に着手するとしており、手順の判断基準が以下の線量率であり、本部長が移動式待機所の使用が必要と判断した場合として、具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プルーム通過時間（格納容器ベント実施後 10 時間）経過後に、1mSv/h 以下。</li> <li>・事故発生後 7 日（168 時間）時点で 0.2mSv/h 以下。</li> </ul> <p>b. 当該手順は、移動式待機所を使用する手順であり、「第 1.18.22 図 移動式待機所の使用準備タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>c. この手順では、荒浜側高台保管場所からの移動、除染等を計 3 名により、約 90 分で実施することを確認した。</p>

1.18.2.2 重大事故時等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

(1) 【技術的能力】安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所情報収集設備である安全パラメータ表示システム(以下「SPDS」という。)のうち SPDS 表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。安全パラメータ表示システムを重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 重大事故等が発生し5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を立ち上げた場合、SPDS表示装置を起動し監視する手順であり、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を立ち上げた場合としており、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 該当なし。 補足説明資料(添付資料1.18.3)(添付3-1)において、SPDSにて確認できるパラメータについて整理されている。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、SPDS表示装置の起動、監視手順であり、当該手段に必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、緊急時対策所立ち上げ時に緊急時対策要員1名により操作する」としていることを確認した。 c. 当該操作の判断基準は非常体制が発令され緊急時対策所を立ち上げる場合であり、必要な監視項目及び監視計器はないことを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

確認結果（柏崎刈羽6、7）
重大事故等が発生した場合の検討に必要な資料を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう維持・管理する。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。

(3) 【技術的能力、自主対策】通信連絡に関する手順等

確認結果（柏崎刈羽6、7）
重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本社、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。なお、設備が健全である場合、衛星電話設備（社内向）を使用する 発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用法等、必要な手順の詳細は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

(1) 放射線管理

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

確認結果（柏崎刈羽6、7）	
<p>重大事故等防止技術的能力基準1.18の解釈1 c)にて求められている「対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること」として、緊急時対策所には、1週間外部からの支援がなくとも対策要員が使用する十分な数量の装備（線量計、マスク等）を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行うとしていることを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。</p>	

b. 【技術的能力】チェンジングエリアの設置及び運用手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、<b>重大事故等が発生し、格納容器雰囲気放射線レベル計等により炉心損傷を判断した場合には、チェンジングエリアの運用を開始する</b>ものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。チェンジングエリアには、防護具の着替えエリア、発電所災害対策本部要員の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア及び現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合の除染エリアを設け、発電所緊急時対策要員が身体サーベイ及び汚染している現場作業を行う要員等の除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 原子力災害特別措置法第10条特定事象が発生し、事象進展の状況等（格納容器雰囲気放射線レベル計（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等）からチェンジングエリアの設営を判断した場合には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のチェンジングエリアの運用を開始する手順に着手していることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「炉心損傷を判断した場合」を「ガンマ線線量率」で確認することにより、適切に動作状況を確認するための手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断基準である「ガンマ線線量率」であること、その監視項目のための計器が「格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)」であることを確認した。また、それらの計器が「第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、チェンジングエリアの設置手順であり、「第1.18.24図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア設置手順タイムチャート」等を踏まえ、機材準備等の必要な手段が示されていることを確認した。必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順操作について、<b>この手順は、床、壁等の養生、エアータント及び各資機材の設置等を緊急時対策要員2名により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所では約90分で実施することを確認した。</b></p> <p>c. 当該操作に必要な監視項目及び監視計器が抽出され、「第1.18.2表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。また、必要に応じ、チェンジングエリアの運用（除染等）を実施する。</p>

c. 【技術的能力】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機フィルタユニットは、7日間は交換なしで連続使用できる設計であるが、故障する等、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1 a) 重大事故等が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等」に係る手段である。そのため設備は、「(1)a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順」と同じ、緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を重大事故等対処設備として位置づけていることを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 運転中の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機が故障する等の切替えが必要となった場合に手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機が故障する等の切替えが必要となった場合」を「動作状況」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準である「動作状況」は機器の運転状況で監視することとしていることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、操作手順のなかで、機材準備等の必要な手段が示されていることを確認した。必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順は、緊急時対策要員2名により、約75分で実施することを確認した。 c. 当該設置手順に必要な監視項目及び監視計器等は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。また、必要に応じ、チェン징エリアの運用（除染等）を実施する。

(2) 飲料水、食料等

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>重大事故等防止技術的能力基準1.18の解釈1 e)にて求められている「少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること」として、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、<u>少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動を続けるために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、これらを維持・管理する</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な緊急時対策所内での飲食管理として、保安班長は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内での飲食等の管理として、適切な頻度で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。ただし、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度が目安値（<math>1 \times 10^{-3}</math> Bq/cm<sup>3</sup> 未満）よりも高くなった場合であっても、本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。</p> <p>また、重大事故等が発生した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の室温及び湿度が維持できるよう予備のエアコン等を保管し、管理を適切に行うことを確認した。なお、手順ではないため、対策と設備、手順等の記載がないことを確認している。</p>

1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順等

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電

a. 【技術的能力】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、5号炉の共通用高圧母線及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合において、早期の電源回復が不能の場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動することにより給電するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1b）緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。」に係る手段である。</p> <p>そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、対策本部用及び待機場所用として共通の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 c. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 「5号炉の共通用高圧母線及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合」に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「5号炉の共通用高圧母線及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合」を「交流分電盤」で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「交流分電盤」であることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該操作手順は、代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の起動等を行う手順であり、「第1.18.27図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動操作手順タイムチャート」等を踏まえ、ケーブル接続等の必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該の確認手順操作について、この手順では、緊急時対策要員2名により、約25分で実施する。</p> <p>c. 当該操作は起動手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

b. 【技術的能力】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	<p>当該手順は、5号炉の共通用高圧母線及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合において、早期の電源回復が不能の場合で、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した際は、燃料給油のため同電源設備を切り替える必要があり、その手順に着手するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること」に係る手段である。そのための設備は、代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、<b>対策本部用及び待機場所用として共通の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b>ことを確認した。</p>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	<p>a. 「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した」場合として、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した」場合を「可搬型電源設備の動作状況」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 当該手順着手の判断における監視項目が「動作状況」であること、その監視項目の計器がないことを確認した。なお、監視項目は各々の当該手順に整理されていることを確認した。</p>
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	<p>a. 当該手順は、燃料給油のため同電源設備を切り替える手順であり、第1.18.29図等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。</p> <p>b. この手順では、緊急時対策要員2名により、約30分で実施するとしている。</p> <p>c. 当該操作は切替え手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。</p>
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	<p>a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。</p> <p>b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。</p>

c. 【技術的能力】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、5号炉の共用高圧母線及び6号炉若しくは7号炉の非常用高圧母線より受電できない場合で、早期の電源回復が不能の場合で、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した際は、燃料補給が必要となるため、軽油タンクエリアからタンクローリ（4kL）へ燃料を給油し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に給油するものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1b）緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用電源設備及びタンクローリ（4kL）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付ける。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した場合において、同電源設備の燃料油量を確認した上で運転開始後、負荷運転時における燃料給油手順着手時間に達した場合に5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備への燃料給油手順に着手するとしていることを確認し、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「燃料給油手順着手時間」を定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間及び燃料補給間隔の目安として、「運転開始後約66時間（その後約66時間ごとに給油）」で確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 手順着手の判断基準は「燃料給油手順着手時間」であること、その監視項目が運転開始からの経過時間であることを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該手順は、重大事故等対処設備である軽油タンクからタンクローリ（4kL）へ給油し、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ補給する手順であり、「第1.18.30図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備燃料給油手順タイムチャート」等を踏まえ、機材運搬等の必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備への燃料給油準備及び操作を復旧班2名により約130分で実施することを確認した。タンクローリ（4kL）に残油がある場合には、約55分で可能である。なお、5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料消費率から、燃料消費率を保守的に考慮しても、66時間以上の無給油運転が可能であるため、枯渇までに燃料（軽油）補給が実施できることを確認した。 c. 当該操作は燃料給油手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

d. 【技術的能力】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、格納容器ベントに備える必要がある場合に備え、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にとどまる要員の移動が必要と判断した場合、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機側電源設備の無負荷運転を行うものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1b）緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <span style="border: 1px solid black;">対策本部用及び待機場所用として共通の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</span>
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 格納容器ベントに備え、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にとどまる要員の移動が必要と判断した場合に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「格納容器ベントに備え、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にとどまる要員の移動が必要と判断した場合」をとして、本部長の判断を確認することにより、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が判断であること、その監視項目の計器がないことを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、「第1.18.31図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、緊急時対策要員4名により、約45分で実施することを確認した。 c. 当該操作は待機運転手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

e. 【技術的能力】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)の切替え手順

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
1) 対策と設備	当該手順は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を運転した場合で、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備2台の損傷のため5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（予備）への切替えが必要となった場合には、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)を切替えるものであり、重大事故等防止技術的能力基準1.18にて求められている「解釈1b)緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。」に係る手段である。そのための設備は、「第1.18.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」に整理され、 <b>対策本部用及び待機場所として共通の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を重大事故等対処設備として新たに整備する</b> ことを確認した。
2) 手順の方針 ①手順着手の判断 a. 判断基準 b. 着手タイミング c. 判断計器	a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備2台の損傷した場合に5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)を切替える作業に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。 b. 判断基準である「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備2台の損傷」場合を「動作状況」等で確認すること等により、適切に手順に着手できることを確認した。 c. 当該手順着手の判断における監視項目が「動作状況」であること、その監視項目の計器がないことを確認した。
②必要な人員等 a. 操作手順 b. 所要時間等 c. 操作計器	a. 当該操作手順は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)を切替える作業であり、「第1.18.32図 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備復旧手順タイムチャート」等を踏まえ、必要な手段が示されていることを確認した。 b. この手順では、緊急時対策要員2名により、約170分で実施することを確認した。 c. 当該操作は切替え手順であり、必要な監視項目及び監視計器は特になしであることを確認した。
③アクセスルートの確保等 a. アクセスルート b. 通信設備等 c. 作業環境	a. 乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））等により夜間等でのアクセス性を確保していることを確認した。 b. 無線連絡設備（可搬型）等の必要な連絡手段を確保していることを確認した。 c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認していることを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

分類	対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等	通信連絡に関する手順等	衛星電話設備（社内向）	重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合は、通信連絡設備の代替設備となり得る。
居住性を確保するための手順等	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等	カードル式空気ポンプユニット	要員が確保された場合に限り使用できる設備であるものの、空気供給量の観点から厳しくなる6号炉及び7号炉の格納容器ベントを同時に実施しない場合に、居住性確保の手段となり得る。
		移動式待機所	要員が確保された場合に限り使用できる設備であるものの、現場対応の柔軟性を確保する手段となり得る。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準1. 19及び設置許可基準規則第62条）

I	要求事項の整理	1. 19-2
II	審査の視点・審査確認事項と確認結果	1. 19-3
1. 19. 1	対応手段と設備の選定	1. 19-3
(1)	対応手段と設備の選定の考え方	1. 19-3
(2)	対応手段と設備の選定の結果	1. 19-4
1. 19. 2	重大事故等時の手順等	1. 19-6
(1)	規制要求に対する設備及び手順等について	1. 19-6
a.	第62条等の規制要求に対する設備及び手順等	1. 19-6
(2)	優先順位について	1. 19-7
(3)	自主的対策のための設備及び手順等について	1. 19-8
1. 19. 2. 1	発電所内の通信連絡	1. 19-10
(1)	【技術的能力及び自主対策】発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	1. 19-10
(2)	【技術的能力】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等	1. 19-11
(3)	優先順位	1. 19-11
1. 19. 2. 2	発電所外（社内外）との通信連絡	1. 19-12
(1)	【技術的能力】発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	1. 19-12
(2)	【技術的能力及び自主対策】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等	1. 19-13
(3)	優先順位	1. 19-13
1. 19. 2. 3	【技術的能力】代替電源設備から給電する手順等	1. 19-14

## I 要求事項の整理

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

あわせて、申請者の計画が、有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備する方針であるかを確認するため、重大事故等防止技術的能力基準1.17監視測定等に関する手順等に関連する有効性評価における事故シーケンスグループ及び有効性評価で解析上考慮している対策を整理する。

### <重大事故等防止技術的能力基準 1.19 通信連絡に関する手順等>

重大事故等防止技術的能力基準	【解釈】
<p>1. 19 通信連絡に関する手順等</p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p>

### <設置許可基準規則第62条>（通信連絡を行うために必要な設備）

設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈
<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>

## II 審査の視点・審査確認事項と確認結果

通信連絡に関する手順等について、以下の事項を確認した。

- ・第62条及び重大事故等防止技術的能力基準1.19項（以下「第62条等」という。）における要求事項に対応し、かつ、適切に整備される方針であるか。
- ・有効性評価（第37条）において位置付けた重大事故等対処設備及び手順等を含み、適切に整備される方針であるか。
- ・申請者が、自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であるか。

### 1.19.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1. 対応手段と設備を選定するための考え方について</p> <p>1) 対応手段と設備の選定の考え方が、「第62条等」に示されている要求事項と一致していることを確認する。</p> <p>2) 自主的な対応を含め重大事故等への対処を確実に実施する方針であることを確認する。</p>	<p>1) 重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定するとしており、「第62条等」に示された要求事項と一致していることを確認した。</p> <p>2) 「第62条等」に示された要求事項を踏まえ、重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定するとしていたことを確認した。</p> <p>※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。</p>

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 対応手段と設備の選定結果について</p> <p>1) 対応手段の選定にあたり、フォールトツリー解析等により機能喪失の原因分析を行っている場合、その分析結果を踏まえて網羅的に対応手段が選定されているか確認する。</p> <p>①機能喪失原因対策分析で想定する故障想定が適切であることを確認する。</p> <p>②機能喪失原因対策分析結果を踏まえ、対応手段が網羅的に選定されていることを確認する。その際、少なくとも①で想定する故障に直接関連する機器の機能喪失時の対応手段*が選定されていることを確認する。</p> <p>また、対応策を講じない故障がある場合、その理由等を確認する。</p> <p>(例；1.2 高圧時冷却における冷却機能喪失)</p> <p>※ 1.2 高圧時冷却であれば、対象となる設備は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系であり、対応手段は高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動による原子炉圧力容器への注水等となる。FT 図では、設定したフォールトツリーの頂上事象の下に論理ゲート含めて機能喪失原因が展開される。</p> <p>2) 第62条等における要求事項に対応した手順等が選定されているか確認する。</p> <p>また、有効性評価（第37条）において位置づけられた重大事故対処設備及び手順等が含まれているか確認する。</p>	<p>1) 機能喪失原因対策分析結果を踏まえた選定結果の確認</p> <p>第62条等による要求事項に基づき、通信連絡を行うために必要な手段を選定しているが、その際に、機能喪失原因対策分析は実施していない。</p> <p>2) 第62条等に対応する主な重大事故等対処設備及び手順等についての確認結果を以下に示す。</p> <p>具体的な確認内容については、表1のとおり。</p> <p>第62条等の要求事項に対応するため、以下の設備及び手順等を整備する方針としている。</p> <p>① 発電用原子炉施設の内外の必要な場所と通信連絡を行うとともに、通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための衛星電話設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、第一ガスタービン発電機等の設備及び手順等</p> <p>② 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための衛星電話設備、無線連絡設備等の設備及び手順等。</p>

表1 規制要求事項に対応する手順

○「第62条等」で求められている手順

	要求概要	確認結果
【設備（配備）】※ <sup>1</sup>	<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>（【設備（措置）】※<sup>2</sup>）</p> <p>a）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>	<p>第62条等の要求事項に対応するための設備及び手順等について、以下のとおり整備する方針であることを確認した。</p> <p>○代替電源設備から給電する手順等 衛星電話設備、無線連絡設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））、データ伝送設備へ代替電源から給電するための手順。</p>
【技術的能力】※ <sup>3</sup>	<p>1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>b）計測等を行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。</p>	<p>○代替電源設備から給電する手順等 同上</p> <p>○発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等 ○発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等 ○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等 これら4つの手順により、計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有を行う。</p>

※1；【設備（設置/配備）】：設置許可基準規則第62条のうち、設備等の設置に関する要求事項

※2；【設備（措置）】：【設備（設置/配備）】以外の要求事項

※3；【技術的能力】：重大事故等防止技術的能力基準1. 19

1.19.2 重大事故等時の手順等

(1) 規制要求に対する設備及び手順等について

a. 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 第62条等に基づく要求事項に対応するための対策とそのため に必要な重大事故等対処設備を整備していることを確認す る。</p>	<p>1) 第62条等の規制要求に対する設備及び手順等についての主な確認結果を以下のとおり。具体的な個別手順の確認内容については、 1.19.2.2以降に示す。</p> <p>○ 対策と設備</p> <p>第62条に基づく要求事項に対応するために、以下の対策とそのため の重大事故等対処設備を整備している。</p> <p>a. 衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示 システム（SPDS）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン及び第一ガスタービン 発電機を重大事故等対処設備として新たに整備する。 ※ テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAXから構成。</p> <p>b. 計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所での共有。そのため、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及 び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備する。</p>
<p>2) 1)にて選定した重大事故等対処設備を用いた手順等の方針が第 43条等に基づく要求事項に適合しているか。</p> <p>①選定した手順等毎に、重大事故等防止技術的能力基準第1.0 項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、手順 着手の判断基準、具体的な計測可能なパラメータ、手順着手 の判断に必要な計器等が示されていることを確認する。</p> <p>②選定した手順等毎に、具体的な操作内容、操作に必要な人員、 作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等及び②必要な人員等</p> <p>a. 発電所内</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等</p> <p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を現場（屋内）と中央制御室との間の連絡には携帯型音声呼出 電話設備を、現場（屋外）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備及び無線連絡設備を、中央制御室と5号 炉原子炉建屋内緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備及び無線連絡設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手 順に着手する。これらのうち携帯型音声呼出電話設備に関する手順は、使用する端末の通話装置用ケーブルの接続、乾電池残量の確認、 連絡等を実施することを確認した。</p> <p>b. 発電所外</p> <p>○計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③選定した手順毎に、作業場におけるアクセスルートの確保、通信設備や防護具など必要な装備を整備していること、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。</p>	<p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社（東京）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手する。これらのうち統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で実施することを確認した。</p> <p>③作業環境等                      手順における操作には、特別な技量を要することなく、容易に操作ができる等、当該作業にあたり特段の支障が無いことを確認した。また、円滑に作業ができるよう5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備することを確認した。</p>

(2) 優先順位について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 重大事故等防止技術的能力基準1.0項（手順等に関する共通的な要求事項）等を踏まえて、優先すべき手順・操作等が明確になっていることを確認する。</p>	<p>発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な機能の、それぞれの対策について優先すべき手順・操作等を明確化していることを確認した。</p> <p>個別手順の優先順位に関する確認内容については、1.19.2.1以降に示す。</p>

(3) 自主的対策のための設備及び手順等について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 自主的対策を含め重大事故等への対処が確実に実施される方針であるか。</p> <p>①自主的対策のための手順毎に、自主対策設備が示されていること、自主対策設備として位置付ける理由が示されていることを確認する。</p> <p>②自主的対策のための手順毎に、手順着手の判断基準、具体的な操作内容、必要な人員数及び作業時間等が示されていることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>① 及び②</p> <p>申請者は、発電所内外の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である衛星電話設備（社内向）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）、送受信器（警報装置を含む）、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）及び専用電話設備（ホットライン）を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしているとしている。</p>

○個別手順の確認

審査の視点及び確認事項
<p>1) 対策と設備</p> <p>対応する対策とそのために必要な設備が整理され、明示されていることを確認する。[対策と設備]</p> <p>※ 1.19.2.1以降の「審査の視点及び確認事項」には、便宜的に[ ]内の事項で表記する。以下同じ。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p><u>○規制要求に対応する手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が明確（具体的な数値若しくは状況を示している）であることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 示された判断基準により手順が適切に着手できるか。（どのような場合に手順に着手するか確認する）[着手タイミング]</p> <p>c. 手順着手の判断に必要な計器が特定され、整理されているか確認する。[判断計器]</p> <p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されているか。[操作手順]</p> <p>b. 手順の所要時間及び人員数が適切であることを、設置許可基準37条（有効性評価）で確認した内容や訓練実績等を用いて確認する。[所要時間等]</p> <p>c. 操作に必要な計器類が示されていることを確認する。[操作計器]</p> <p>d. 設備を多用途に用いる場合に、当該用途への系統切替えの容易性を含め、手順が明確化されていることを確認する。[系統切替え]（該当する場合に記載する。）</p> <p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. 作業場におけるアクセスルートが確保されていることを確認する。[アクセスルート]</p> <p>b. 通信設備や防護具など必要な装備を整備していることを確認する。[通信設備等]</p> <p>c. 作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。[作業環境]</p> <p>※現場操作を伴わない中央制御室のみで作業を実施する手順については、その旨を記載し、a.～c.についての記載は不要とする。</p>
<p><u>○自主的対策手順については、以下の事項について確認する。</u></p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準が示されていることを確認する。[判断基準]</p> <p>b. 操作の流れを示したフローチャート等を踏まえて、具体的な操作手順が示されていることを確認する。[操作手順]</p> <p>c. 手順の所要時間及び人員数が示されていることを確認する。[所要時間等]</p>

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 【技術的能力及び自主対策】 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等であり、また、重大事故等防止技術的能力基準1.19の解釈1にて求められている「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」に係る手順であって、そのための設備が、「第1.19.1表 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対処設備と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡）」等に整理されていることを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所内の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていることを確認した。</p> <p>※ 必要な情報を把握できる設備とは、主にデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置から構成される安全パラメータ表示システムを示す。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合には、発電所内の通信連絡の手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合」をもって、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該手順は、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）により、運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は屋外の作業場所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備を使用する手順並びにSPDSにより、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを転送し、パラメータの共有を行うための手順が示されていることを確認した。なお、SPDSのうちデータ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置については、常時伝送を行うため、通常操作は不要であり、SPDS表示装置の操作手順については、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。また、5号炉原子炉建屋屋外と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉中央制御室間の相互の通信連絡を行うために5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを使用する手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順では、衛星電話設備等を、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p> <p>c. 操作にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>衛星電話設備等については、特別な技量を要することなく、容易に操作ができる等、当該作業にあたり特段の支障が無いことを確認した。また、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とすることを確認した。</p>

(2) 【技術的能力】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>当該手順は、計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準1.19の解釈1b)にて求められている「重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第1.19-1表 機能喪失を想定する自主対策設備及び設計基準事故対象設備と整備する手順（発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡）」等に整理され、そのうち、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォン等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p>
<p>当該手順は、通信設備（発電所内）を用いて、特に重要なパラメータを計測結果を発電所内の必要な場所で共有するための手順である。特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合には、<u>その結果を現場（屋内）と中央制御室との間の連絡には携帯型音声呼出電話設備を、現場（屋外）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備及び無線連絡設備を、中央制御室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との間の連絡には衛星電話設備及び無線連絡設備をそれぞれ使用し、特に重要なパラメータを共有する手順に着手する</u>としており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。また、中央制御室の運転員、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員並びに現場（屋内外）の運転員及び緊急時対策要員ははインターフォンを使用し、相互に通信連絡を行うことを確認した。</p> <p>なお、<u>携帯型音声呼出電話設備に関する手順は、使用する端末の通話装置用ケーブルの接続、乾電池残量の確認、連絡等を実施するとしている</u>ことを確認した。</p> <p>また、操作手順等については、「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備し、特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備するとしていることを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位 抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等発生時の、対応手段について、以下の方針で実施することを確認した。なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行うとしていることを確認した。</p> <p>「重大事故等時の対応手段」</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転員及び緊急時対策要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する自主対策設備の送受話器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。</li> <li>・自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを使用する。</li> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</li> </ul>

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 【技術的能力】 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 対策と設備</p>	<p>当該手順は、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備により、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準 1.19 の解釈 1 にて求められている「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第 1.19.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」等に整理され、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、データ伝送設備*等を重大事故等対処設備として新たに整備するとしていることを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所内の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合には、通常時使用されている設備である送受信器（警報装置を含む）、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備（ホットライン）及び衛星電話設備（社内向）を重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとしていることを確認した。</p> <p>※ データ伝送設備とは、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。</p>
<p>2) 手順等の方針</p> <p>①手順着手の判断基準等</p> <p>a. 判断基準</p> <p>b. 着手タイミング</p> <p>c. 判断計器</p>	<p>a. 重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備により、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合、当該手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示され明確であることを確認した。</p> <p>b. 判断基準である「発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合」をもって、適切に手順に着手できることを確認した。</p> <p>c. 手順着手の判断にあたり、特段の計器を用いないことを確認した。</p>
<p>②必要な人員等</p> <p>a. 操作手順</p> <p>b. 所要時間等</p> <p>c. 操作計器</p>	<p>a. 当該操作手順では、重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員が、本社、国、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行うために、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）及び専用電話設備（ホットライン）、衛星電話設備（社内向）及びデータ伝送設備を使用する手順であり、そのための、衛星電話等の各種通信機器の操作方法等、必要な操作手順が示されていることを確認した。</p> <p>b. 当該手順では、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とするとしていることを確認した。</p> <p>c. 当該操作に際して、特段の監視項目及び監視計器を要しないことを確認した。</p>
<p>③アクセスルートの確保等</p> <p>a. アクセスルート</p> <p>b. 通信設備等</p> <p>c. 作業環境</p>	<p>衛星電話設備等については、特別な技量を要することなく、容易に操作ができる等、当該作業にあたり特段の支障が無いことを確認した。</p>

(2) 【技術的能力及び自主対策】計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>当該手順は、計測等を行った特に重要なパラメータの必要な場所（発電所外）での共有のため、通信連絡を行うための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準1.19の解釈1b)にて求められている「重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第1.19.2表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順」等に整理され、うち、通信連絡設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合には、テレビ会議システム、衛星電話設備（社内向）、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を重大事故等対処設備として新たに整備し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社との連絡にはテレビ会議システム、衛星電話設備（社内向）、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p> <p>また、自主対策として、発電所外の通信連絡を行うための設備（表2 自主対策における自主対策設備 参照）を用いた主な手順等として、設備が健全である場合、衛星電話設備（社内向）は、通常時使用されている設備であり、重大事故等時においても発電所内外の通信連絡に用いるとされていることを確認した。</p>
<p>特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測した場合には、その結果を衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備により、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社（東京）、国、地方公共団体等との間で共有する手順に着手するとしており、手順着手の判断基準が具体的な状態で示されていることを確認した。</p> <p>なお、これらのうち統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備による通信連絡のための手順は、テレビ会議システムの起動、通信状態の確認等を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で実施するとしており、これを確認した。</p> <p>また、操作手順等については、「1.19.2.2(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備すること、特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備するとされていることを確認した。</p>

(3) 優先順位

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(1) 手順の優先順位</p> <p>抽出された手順について、事象進展や設備の容量等を踏まえた優先順位が示されているか。</p>	<p>重大事故等発生時の、対応手段について、以下の方針で実施することを確認した。なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行うとしていることを確認した。</p> <p>「重大事故等時の対応手段」</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員が本社との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備のテレビ会議システム又は衛星電話設備（社内向）を優先して使用する。</li> <li>・自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。国との間で通信連絡を行う場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の専用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備を使用する。</li> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、データ伝送設備を使用する。</li> </ul>

## 1.19.2.3 【技術的能力】代替電源設備から給電する手順等

## 確認結果（柏崎刈羽6、7）

衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電するための手順等であり、重大事故等防止技術的能力基準1.19の解釈1 a)にて求められている「代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電に必要な手順等」に係る手順である。そのための設備が、「第1.19.1表 機能喪失を想定する設計基準事故対象設備と整備する手順」等に整理され、うち、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、安全パラメータ表示システム（SPDS）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び第一ガスタービン発電機を重大事故等対処設備として新たに整備していることを確認した。

当該手順は、全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備（常設）、無線連絡設備（常設）、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電するものであり、給電の手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備していることを確認した。

衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備は、充電式電池又は乾電池を使用する。充電式電池を用いるものについては、ほかの端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源から充電する。乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とすることを確認した。

表2 自主対策における自主対策設備

対応手段	設備名	申請者が自主対策設備に位置付けた理由
発電所内外の通信連絡	<ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備（社内向）</li> <li>・送受話器（警報装置を含む。）</li> <li>・専用電話設備（ホットライン）</li> <li>・電力保安通信用電話設備、</li> <li>・テレビ会議システム（社内向）</li> </ul>	<p>重大事故等対処設備に要求される耐震性としては十分ではないものの、設備が健全である場合には、通信連絡設備の代替手段となり得る。</p>

## 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等防止技術的能力基準2. 1）

重大事故等防止技術的能力基準2. 1項は、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、申請者において、以下の項目についての手順書が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていること、加えて、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されていること又は整備される方針が示されていることを要求している。

このため、規制委員会は、①手順書の整備、②体制の整備、③設備及び資機材の配備について以下の要求事項に基づき確認を行った。

## I 要求事項

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

## II 要求事項の解釈

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
  1. 2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  1. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
  1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
  1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
  1. 7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
  1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
  1. 9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
  1. 10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
  1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
  1. 12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
  1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
  1. 14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2. 1. 1 手順書の整備	2. 1-3
(1) 設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮	2. 1-3
(2) 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮	2. 1-7
(3) 手順書の整備及びその対応操作	2. 1-8
a. 手順書の適用条件と判断フロー	2. 1-8
b. 5つの活動を行うために必要な手順書	2. 1-14
c. 米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について	2. 1-23
2. 1. 2 体制の整備	2. 1-24
(1) 教育及び訓練の実施	2. 1-24
a. 体制	2. 1-27
b. 対応拠点	2. 1-32
c. 外部支援	2. 1-33
2. 1. 3 設備・資機材の整備	2. 1-35
(1) 可搬型重大事故等対処設備の整備	2. 1-35
(2) 資機材の配備	2. 1-39

2. 1. 1 手順書の整備

(1) 設計基準を超えるような規模の自然災害への対応における考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害の発生を想定することを確認する。</p> <p>① 大規模な自然災害による大規模損壊の想定に当たって、国内外の基準等で示されている自然現象を参考に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を網羅的に抽出していることを確認。</p>	<p>①大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず、国内で一般的に発生し得る事象に加え、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に抽出・整理し、44事象を抽出することを確認した。</p> <p>自然現象44事象の中で、発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山及び隕石の10事象を選定することを確認した。</p> <p>また、重畳することが想定される自然現象の組合せ（地震と津波）についても考慮していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の抽出プロセス及び選定結果が示されている。                      （参照：補足説明資料 添付資料2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて）                      （参照：補足説明資料 添付資料2.1.9 設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンスの抽出）</p>
<p>② ①で網羅的に抽出した自然現象について、設計基準を超えるような規模の想定し、大規模損壊へ至る可能性を検討した上で、その検討結果を踏まえ大規模な自然災害を特定し、これを考慮した手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>②手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然現象が原子炉施設の安全性に与える影響を考慮していることを確認した。</p> <p>①で網羅的に抽出した10事象について、基準地震動、基準津波等の設計基準を超えるような規模を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を整理していることを以下のとおり確認した。</p> <p>【地震】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準地震動を超える規模を想定する。</li> </ul> <p>【津波】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・防潮堤の高さ（15m）を超える規模を想定する。</li> </ul> <p>【風（台風）】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準風速40.1m/s（地上高10m、10分間平均）を超える規模を想定する。</li> </ul> <p>【竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計竜巻を超える規模を想定する。</li> </ul> <p>【低温（凍結）】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低温における設計基準温度（-15.2℃）を超える低温を想定する。</li> </ul> <p>【降水】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準降水量（101.3mm/h）を超える規模を想定する。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
	<p><b>【積雪】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準積雪量（167cm）を超える積雪量を想定する。</li> </ul> <p><b>【火山】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である（35cm）を超える規模を想定する。</li> </ul> <p><b>【落雷】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準電流値（200kA）を超える雷サージの影響を想定する。</li> </ul> <p><b>【隕石】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・事前の予測については、行えないものとして規模を想定する。</li> </ul>
	<p>発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害については、地震及び津波の2事象を代表として整理していることを確認した。また、地震及び津波の重畳を大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象として特定していることを確認した。なお、大規模損壊の発生させる可能性を検討するにあたっては、イベントツリーにより、事象の進展を考慮していることを確認した。具体的な整理結果は、「第5.2-2図 大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況」において確認した。</p> <p><b>【地震】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模地震の想定では、送変電設備の碍子等の損傷に伴う外部電源喪失及び原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷による非常用ディーゼル発電機の停止により、全交流動力電源喪失の重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・また、原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性がある。大口径配管の破断や破損箇所が多い場合、原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。</li> <li>・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。</li> <li>・保管している危険物による火災の発生可能性がある。</li> <li>・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難になり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> </ul> <p><b>【津波】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模津波の想定では、屋外の低起動変圧器が津波により冠水し、外部電源が喪失する可能性がある。</li> <li>・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。</li> <li>・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。</li> <li>・原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。</li> <li>・タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。</li> <li>・モニタリング・ポストが津波による冠水により監視機能が喪失する可能性がある。</li> <li>・がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
	<p><b>【地震と津波の重畳】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により、外部電源喪失の可能性がある。</li> <li>・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。</li> <li>・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。</li> <li>・地震の揺れにより、原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。</li> <li>・原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性がある。大口径配管の破断や破損箇所が多い場合、原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。</li> <li>・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。</li> <li>・タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。</li> <li>・モニタリング・ポストの地震による揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。</li> <li>・保管している危険物による火災の発生可能性がある。</li> <li>・斜面の崩壊、地盤の陥没、がれき等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> </ul>
	<p>発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象又は安全性に大きな影響を与える可能性のある2事象（地震、津波）以外の降水、積雪、落雷、火山及び隕石については、他の事象のシナリオに代表させることができることを確認した。事業者の整理は以下のとおり。</p> <p><b>【降水】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最も過酷なケースは、全交流動力電源喪失+計装・制御系機能喪失+直流電源喪失となり、津波のシナリオに代表させることができる。</li> </ul> <p><b>【積雪】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失となる。</li> <li>・大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅く、事前に除雪等の対応が可能となる。</li> <li>・非常に過酷な状況を考慮しても、除雪の対象を限定し、最小限必要な設備（原子炉建屋やアクセスルート等）について健全性を維持させる対応により損傷範囲を抑制することが可能である。</li> <li>・以上より、航空機衝突（意図的）や津波のシナリオに代表させる。</li> </ul> <p><b>【落雷】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能喪失+計測・制御系機能喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。</li> </ul> <p><b>【火山】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失となるが、大型航空機の原子炉建屋東側とコントロール建屋への衝突のシナリオに代表させることができる。</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
	<p>・大量の降灰がある場合には、積雪時と同様、灰を除去することで、影響範囲を抑制することが可能である。</p> <p><b>【隕石】</b></p> <p>・隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷については、大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。</p> <p>・発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については、地震のシナリオに代表させることができる。</p> <p>・隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。</p>
<p>③ 個別プラントの確率論的リスク評価の結果に基づく事故シナリクスグループの選定において抽出しなかった事故シナリクス等により大規模損壊に至る可能性も考慮し、手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>③ 手順書の策定に際しては、有効性評価において想定する事故シナリクスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シナリクスなどを考慮していることを確認した。</p> <p>確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シナリクスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シナリクスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故等、大規模損壊への対応を含む手順書として、整備していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、PRAで選定しなかった事故シナリクス等への対応に関する対応の考え方が示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料2.1.10 PRAで選定しなかった事故シナリクス等への対応について）</p> <p>有効性評価において想定する事故シナリクスグループに追加しなかった地震及び津波特有の事故シナリクスは以下のとおり確認した。</p> <p><b>【地震】</b></p> <p>・地震レベル1PRAにより抽出した事故シナリクスには、Excessive LOCA、計測・制御系喪失、格納容器バイパス、原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、全交流動力電源喪失+原子炉停止失敗等がある。また、地震と重畳し得る内部事象レベル1.5PRAにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には、これらの事故シナリクス、あるいは複数の事故シナリクスの組合せが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、ケーススタディとして、大規模な地震で原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断LOCAを超える規模の損傷が発生し、炉心損傷に至るExcessive LOCAを代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p> <p><b>【津波】</b></p> <p>・津波レベル1PRAにより抽出した事故シナリクスとして、最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗、最終ヒートシンク喪失+SRV再閉鎖失敗、最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗、最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉鎖失敗、最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+直流電源喪失がある。また、津波と重畳し得る内部事象のレベル1.5PRAにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には、これらの事故シナリクス、あるいは複数の事故シナリクスの組合せが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、防潮堤を超える規模の津波により、原子炉建屋内地下階が冠水する前提において、ケーススタディとして、全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際、原子炉建屋周辺の冠水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
	<p>【地震と津波との重畳】</p> <p>・地震と津波との重畳では、上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして、全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋Excessive LOCA＋計測・制御系喪失等が想定される。ケーススタディとしては、対応手順書の有効性を確認する観点から、この事故シーケンスを代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等及び原子炉建屋周辺の冠水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。</p>
<p>④ ②で整理した発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性が低い自然災害についても発生を想定し、手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>④選定した自然災害10事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準を超えるような規模を想定し、<u>手順書の策定に際しては、設計基準を超えるような規模の自然災害が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を考慮する</u>としていることを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震及び津波の2事象を代表として整理するとしている。また、当該の2事象以外の自然災害については、発電所の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることはないと考え、仮に大規模損壊に至ったとしても、これら2事象に包含され被害の態様から同様の手順で対応ができることを確認した。</p>

(2) 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応における考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生を想定することを確認。</p> <p>①故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生などを想定していることを確認。</p>	<p>①<u>手順書の策定に際しては、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮する</u>とし、故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定していることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、テロの想定に関する情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

(3) 手順書の整備及びその対応操作

a. 手順書の適用条件と判断フロー

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>重大事故等発生時で整備する設備を手順等に加えて、共通要因で同時に機能喪失することのないよう可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 情報の収集及び判断基準</p> <p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p><b>【解釈】</b></p> <p>1 手順書の整備は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。</p> <p>① 全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障等の重大事故等の発生に加えて、大規模損壊の発生時の複数号機の同時被災等の過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び大規模損壊対応の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>① 大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は広範囲で不確実性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を以下のa.及びb.の通り整備する」としていることを確認した。</p> <p>大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、発電所における緊急事態の発令に至る事象が発生した場合は、事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース、シビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とするとしていることを確認した。</p> <p>常設の設備では事故収束が行えない場合は、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順（以下「多様なハザード対応手順」という。）等の運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で判断基準を明確化して整備する手順書を使用していることを確認した。</p> <p>また、発電所対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予測して先行的に準備を行うことを確認した。発電所対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負うことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6,7）
	<p>a. 発電所対策本部における情報収集、運転員が実施する発電用原子炉施設に対する支援が重要となるため、<b>発電用原子炉施設の被害状況を速やかに把握するための手順を整備する。</b></p> <p>具体的には、発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート（以下「チェックシート」という。）」及び各号炉における対応操作の優先順位付け及び対策決定の判断を行うための発電所対策本部で使用する対応フローを整備する。</p> <p>補足説明資料において、チェックシートが初動対応フロー中の各ステップに基づき構成されていることが示されている。また、確認状態を、「使用可能」、「使用不可」、「不明」等の選択肢に印を付ける構造とするとともに、チェック者が迅速かつ容易に被害状況を記入できるような確認内容であることが示されている。</p>
	<p>b. 発電用原子炉施設の被害状況を把握した結果、これに対する<b>対応操作の実行判断を行うための手順を整備する。</b></p> <p>当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行うことを確認した。</p> <p>発電所対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建屋の損傷状況、火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定する。</p> <p>当面達成すべき目標設定の考え方は以下のとおり。なお、活動に当たっては、緊急時対策要員の安全確保を最優先とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水する。炉心損傷に至った場合においても原子炉への注水は必要となる。</li> <li>・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。</li> <li>・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。</li> <li>・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。</li> </ul> <p>これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していく。</p>
	<p>大規模損壊への対応に当たっては、以下に示す項目を目的とした各対応操作の優先順位付け対策決定の判断を行うための対応フローを整備することを確認した。</p> <p>&lt;炉心の著しい損傷を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と発電用原子炉への注水</li> </ul> <p>&lt;原子炉格納容器の破損を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避</li> </ul> <p>&lt;使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの水位以上低下時のプールへの注水</li> </ul> <p>&lt;放射性物質の放出を低減するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策</li> <li>・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制</li> </ul> <p>&lt;大規模な火災が発生した場合における消火活動&gt;</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6,7）
	<p>・ 消火活動</p> <p>&lt;その他の対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 要員の安全確保</li> <li>・ 対応に必要なアクセスルートの確保</li> <li>・ 電源及び水源の確保並びに燃料補給</li> <li>・ 人命救助</li> </ul> <p>補足説明資料において、初期対応の概要、発電所対策本部で使用する対応フロー及びプラント状態確認チェックシートが示されている。発電所全体の被災状況及びプラント状態を把握し、把握した状況等から必要な個別操作へ展開がされるフローになっていることが示されている。さらに、個別操作を実施できない場合の判断の考え方が示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.11 大規模損壊発生時の対応）</p>
<p><b>2. 判断に迷う操作等の判断基準の明確化</b></p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）</p> <p>① 故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 大規模損壊の発生を想定し、海水の使用等、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するために優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確にした手順書を整備する方針であることを確認する。その際、具体的な手順の内容について示されていることを確認する。</p>	<p>① 故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。</p> <p>また、事故対応を行うためのアクセスルート、操作場所に支障となる火災等の消火活動も想定して手順を整備する。</p> <p>② 大規模損壊発生時の対応手順は、中央制御室での監視及び操作が行えない場合も想定し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合は、状況把握がある程度可能な場合を含め、以下の対応を考慮して手順を整備する。</p> <p>a. 中央制御室の監視機能及び制御機能の喪失並びに緊急時対策所の監視機能喪失により、状況把握が困難な場合は、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。</p> <p>b. 中央制御室又は緊急時対策所の監視機能の一部が健全である場合は、安全機能等の状況把握を行い、アクセスルートが確保され次第、確認できないパラメータを対象にして、外からの目視による確認又は可搬型計測器により、優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度大規模損壊に対する緩和措置を行う。</p> <p>大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質の放出の防止及び抑制を最優先として、以下のとおり各項目を優先実施事項とすることを確認した。</p> <p>&lt;炉心の著しい損傷を緩和するための対策&gt;</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と発電用原子炉への注水</li> </ul> <p>＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避</li> </ul> <p>＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 使用済燃料プールの水位以上低下時のプールへの注水</li> </ul> <p>＜放射性物質の放出を低減するための対策＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策</li> <li>・ 放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制</li> </ul> <p>＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 消火活動</li> </ul> <p>＜その他の対策＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 要員の安全確保</li> <li>・ 対応に必要なアクセスルートの確保</li> <li>・ 電源及び水源の確保並びに燃料補給</li> <li>・ 人命救助</li> </ul> <p>発電用原子炉施設の被災状況を把握するためのチェックシートを用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の優先順位付け対策決定を行うための対応フローに基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定することを確認した。</p> <p>（個別戦略）</p> <p>適切な個別戦略を速やかに選択できるように、当該フローに個別戦略への移行基準を明確化することを確認した。個別戦略実行のために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備等の使用可否については、大規模損壊時に対応するチェックシートに基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断することを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合の優先順位は、「第5.2-3図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー（プラント状況把握が困難な場合）」において示されていることを確認した。</p> <p>発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合の優先順位は、発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定し、その目標設定に基づき、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、個別戦略を実施することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、個別戦略が以下の13個であることが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建屋へのアクセスルート確保</li> <li>・ 個別戦略アクセスルート確保</li> <li>・ 消火戦略</li> <li>・ 原子炉停止戦略</li> <li>・ 原子炉圧力容器への注水戦略</li> <li>・ 水素爆発防止戦略</li> <li>・ 格納容器除熱戦略（炉心損傷前）</li> <li>・ 格納容器除熱戦略（炉心損傷後）</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SFP 注水戦略</li> <li>・ 使用済燃料除熱戦略</li> <li>・ 放射性物質拡散抑制のための戦略</li> <li>・ 電源確保戦略</li> <li>・ 人命救助戦略</li> </ul> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。                      （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.11 大規模損壊発生時の対応【大規模損壊発生時の初動対応フロー】）</p>
<p><b>3. 財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針</b></p> <p>【解釈】                      c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。</p> <p>① 財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示していることを確認する。</p> <p>② 当直長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する方針であること。</p> <p>③ 発電所の緊急時対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施すること、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部用手順書に整備する方針であること。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する手順と同様に財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針であることを確認した。</p>
<p><b>4. 手順書の構成及び手順書相互間の移行基準の明確化</b></p> <p>【解釈】                      d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。</p> <p>① 事故の進展状況に応じて具体的な大規模損壊対応を実施するための運転員用及び支援組織用の手順書を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>① 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、発電所における緊急事態の発令に至る事象が発生した場合は、運転員が使用する事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース、シビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とすることを確認した。</p> <p>自然災害が大規模になり、常設の設備では事故収束が行えない場合は、発電所対策本部の支援を受け、多様なハザード対応手順等の運</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>② 運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間の移行基準を明確にする方針であることを確認する。</p>	<p>転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で判断基準を明確化して整備する手順書を使用していることを確認した。</p> <p>②適切な個別操作を速やかに選択できるよう重大事故等対策で整備する手順書に基づいて対応操作を行うことを基本とすること及び対応操作の優先順位付け対策決定を行うための対応フローに個別操作への移行するための手順書相互間の移行基準を明確にするとしていることを確認した。</p>
<p><b>5. 状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の整備</b></p> <p><b>【解釈】</b> e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊に対処するために監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する方針であること。</p>	<p>①中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等による計測を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p><b>6. 前兆事象の確認を踏まえた事前の対応手順の整備</b></p> <p><b>【解釈】</b> f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応（例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作）等ができる手順を整備する方針であること。 (i) 前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順書を整備する方針とすることを確認する。</p> <p>① 大規模損壊を引き起こす可能性がある前兆事象を確認した場合の事前の対応等について予め検討する方針であるか確認する。</p> <p>② 前兆事象を確認した場合の体制、手順等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>大規模損壊は事前に予兆を確認することができないため該当なし。</p>

b. 5つの活動を行うために必要な手順書

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>① 重大事故等防止技術的能力基準2. 1項の一から五までの活動に関する緩和等の措置を講じるための手順書を整備する方針であることを確認。</p>	<p>① 重大事故等防止技術的能力基準2. 1項の一から五までの活動を行うための手順書として、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及びその影響の緩和に資するための多様性を持たせた手順等を整備する」としていることを確認した。</p> <p>一から五までの5つの活動を行うための手順書は以下の手順等で構成されている確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等</li> <li>・ 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</li> <li>・ 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等</li> <li>・ 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等</li> <li>・ 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等</li> </ul> <p>また、5つの手順等の内容は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。</li> <li>・ また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。</li> <li>・ 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。</li> <li>・ 地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しくは操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、捜査課書までのアクセスルートを確認する。</li> </ul> <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し、全交流動力電源喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による発電用原子炉の冷却を試みる。</li> </ul>

【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】

- ・ 残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）や熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部注水を行う。
- ・ 原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制する。さらに、格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

【使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】

- ・ 使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料貯蔵プール水位計、使用済燃料貯蔵プール温度計、燃料取替機エリア放射線モニタ、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを使用する。
- ・ 使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は、燃料プール代替注水系（常設）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。
- ・ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・ 原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】

- ・ 原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水車、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・ その際、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
- ・ 放水することで放射性物質を含む汚染水が構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・ また、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）である場合、大津波警報又は津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。

<p>② ①で整備する方針の手順書について、技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順等を活用しているものが明確であることを確認。</p>	<p>② 重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1. 2項から1. 14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等（共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等）を追加して整備することを確認した。</p> <p>【大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</p> <p>【炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>【原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等 1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>【使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</p>
---	---

	<p>1.14 電源の確保に関する手順等</p> <p>【放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等】 以下の手順等を含む手順書であることを確認した。</p> <p>1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等</p>
	<p>技術的能力基準の1.2～1.14で整備する手順を活用するものについては以下のとおりであることを確認した。</p> <p>なお、大規模損壊に特化した設備及び手順の整備について、具体的な対応例は非公開資料において示されており、重大事故等対策で整備する手順を使用して対応が可能であることを確認した。 (参照：補足説明資料 添付資料2.1.15 大規模損壊に特化した設備と手順の整備について)</p> <p>【1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備していることを確認した。</p> <p>大規模損壊時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時における原子炉を冷却するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。</li> <li>・ 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。</li> <li>・ 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。</li> <li>・ 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉注水を実施する。</li> </ul> <p>また、「第5.2-5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。</p> <p>【1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等】 大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対</p>

応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放して原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K又はU）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K又はU）を開放して原子炉を減圧する。
- ・ 不活性ガス系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源を高圧窒素ガスポンペに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。

また、「第5.2-6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊時に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時における原子炉冷却の手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉注水の3手段について、同時並行で注水準備を開始する。原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、上記手段のうちポンプ1台以上の起動及び注水ラインの系統の構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧代替注水系（常設）、消火系、低圧代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、残留熱除去系（低圧注水モード）又は高圧炉心注水系を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、「第5.2-7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手

順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、代替原子炉補機冷却系により、補機冷却水を供給する。
- ・ 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。
- ・ 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

また、「第5.2-8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和させるため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う。

また、「第5.2-9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

また、「第5.2-10表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.7）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

大規模損壊発生時においても熔融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延さ

せる又は防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の熔融炉心の冷却をするための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（可搬型）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。

また、「第5.2-11表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等】

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応及び水の放射性分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

また、「第5.2-12表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等】

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素ガス漏えいを抑制する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋の天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放する

ことにより、原子炉建屋の天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。

また、「第5.2-13表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.10）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等】

大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台及び（A-2級）2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台及び（A-2級）2台により、可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

また、「第5.2-14表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.11）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等】

大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外へ放射性物質の拡散を抑制するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・ 放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

また、「第5.2-15表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.12）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等】

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備

の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 復水貯蔵槽を水源とした発電用原子炉への注水等の対応を実施している場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による防火水槽を水源とした復水貯蔵槽への補給を実施する。
- ・ 防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）により各種注水又は補給する場合、防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽に補給する。

また、「第5.2-16表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

#### 【1.14 電源の確保に関する手順等】

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順、現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備するとしていることを確認した。

大規模損壊発生時に電源を確保するための手順の例は以下のとおりであることを確認した。

- ・ 外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系、C系の順で復旧し、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並列で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機（緊急用高圧母線経由）による給電を行う。
- ・ 外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車（緊急用高圧母線経由）によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備（電源車）をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し、電源を復旧する。
- ・ 当該号炉が外部電源、非常用交流電源設備、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車による給電を見込めない場合、号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し、他号炉から給電する。
- ・ 外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合、可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。
- ・ 外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合、かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合、直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し、直流電源を給電する。

また、「第5.2-17表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.14）」により、対応に用いる設備が示されていることを確認した。

<p>③ ①について、技術的能力基準の1. 2～1. 14で整備する手順等に加えて、「2. 1可搬型設備等による対応手順等」として多様性を持たせた手順書を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④ ①で整備する方針の手順書について、対応手段の優先順位の考え方が示されていることを確認する。</p>	<p>③④ 大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、あらかじめシナリオを設定した対応操作は困難であると考えられることなどから、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考えた対応を行うこととし、重大事故等対策において整備する手順等に加えて、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順等を整備する」としていることを確認した。</p> <p>具体的には、重大事故等防止技術的能力基準の「1. 重大事故等対策における要求事項」における1. 2項から1. 14項の要求事項に基づき整備する手順等に加えて、大規模損壊の発生を想定し、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視する手順、現場において直接機器を作動させるための手段等を追加することから、多様性を持たせた手順等を整備することを確認した。</p> <p>環境への放射性物質の放出防止、抑制を最大の目的とし、各対策における優先実施事項を以下のとおりとしている。</p> <p>&lt;炉心の著しい損傷を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と発電用原子炉への注水</li> </ul> <p>&lt;原子炉格納容器の破損を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉か格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避</li> </ul> <p>&lt;使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プールの水位以上低下時のプールへの注水</li> </ul> <p>&lt;放射性物質の放出を低減するための対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策</li> <li>・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制</li> </ul> <p>&lt;大規模な火災が発生した場合における消火活動&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・消火活動</li> </ul> <p>&lt;その他の対策&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・要員の安全確保</li> <li>・対応に必要なアクセスルートの確保</li> <li>・電源及び水源の確保並びに燃料補給</li> <li>・人命救助</li> </ul> <p>なお、大規模損壊に特化した設備及び手順の整備の必要性については、非公開資料に具体的な対応例が示されており、重大事故等対策で整備する手順を使用して対応が可能としていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料2. 1. 15 大規模損壊に特化した設備と手順の整備について）</p>
---	--

c. 米国ガイド等における要求事項の手順書への反映について

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>①米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）を踏まえた大規模損壊に対する考慮事項及びそれに対する対応が参考として示されていることを確認する。</p>	<p>整備する手順について、米国における NEI ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）の考え方も参考としていることを確認した。また、本ガイドの要求内容に照らして柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の対応状況を確認することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、本ガイドの前提条件と柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉における大規模損壊に関する考慮事項の概要が示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、手順に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料2. 1. 16 米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）で参考とした事項について）</p>

2. 1. 2 体制の整備

(1) 教育及び訓練の実施

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>重大事故等発生時の教育及び訓練（重大事故等防止技術的能力基準1.0項）に加えて、必要となる大規模損壊時の教育及び訓練について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で教育及び訓練が網羅的に整備され、計画的に実施する方針としていることを確認する。</p> <p>1. 教育及び訓練の実施方針</p> <p>【解釈】</p> <p>2 訓練は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。</p> <p>(1) 大規模損壊対応における手順について、大規模損壊対応に必要な要員が有する力量を明確にした上で網羅的に整備され、教育及び訓練を計画的に実施する方針としているか。</p> <p>①重大事故時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識向上を図ることが出来る教育訓練等がなされる方針であることを確認する。</p> <p>②大規模損壊対応に係る教育及び訓練について、計画的に教育及び訓練を実施する方針とすることを確認。</p> <p>③通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定し、個別訓練を実施する方針であることを確認。</p> <p>④教育及び訓練について、対象者（協力会社を含む。）を明確にした上で、対象者に対して要求する力量を確保する方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>②③大規模損壊への対応のための運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊（協力会社社員を含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策に関して実施する教育及び訓練に加え、大規模損壊発生時を想定した教育及び訓練を実施する。また、大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した原子力防災管理者及びその代行者への個別の教育及び訓練を実施する」としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、個別の教育及び訓練を計画的に実施することについて、発電所災害対策要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施することが示されている。なお、実施頻度が年1回以上でないものは、頻度設定の考え方が示されている。</p> <p>④大規模損壊への対応のための運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性を持って柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、期待する運転員及び緊急時対策要員以外の運転員及び緊急時対策要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る」としていることを確認した。</p> <p>教育及び訓練の力量管理について、「第5.2-18表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について」に、対象者及び対象者に対して要求する力量が示されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について）</p>

<p>(2)(1)により整備された教育及び訓練を実施し、必要となる力量が維持されていることを管理する方針としているか。</p> <p>① 力量が維持されていることを確認するため、力量評価方法を明確にした上で力量管理を行う方針であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p> <p>(参照：補足説明資料 添付資料 2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について)</p>
<p>2. 知識ベースの理解向上に資する教育及び総合的な演習の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。</p> <p>(1) 重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う方針としていることを確認する。その際、以下の事項が明確になっていることを確認する。</p> <p>① 教育対象者（協力会社を含む。）が明確になっていること。</p> <p>② 教育の目的若しくは、教育により期待する効果が明確になっていること。</p>	<p>①②大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p> <p>(参照：補足説明資料 添付資料 2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について)</p>
<p>(2) 実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する方針としているか。</p> <p>① 個別手順を組み合わせた総合訓練等を実施し、力量評価を実施し、継続的に実施し教育プログラムが改善される仕組みと方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、総合訓練の実施頻度（年/1回）が示されている。</p> <p>(参照：補足説明資料 添付資料 2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について)</p>
<p>3. 保守点検活動を通じた訓練の実施</p> <p>【解釈】</p> <p>c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。</p>	

<p>① 発電用原子炉施設等を熟知するため、従来、協力会社に依存してきた部品交換等の保守点検活動を自社社員自らも行う保守活動を行う方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、プラント設備への習熟のための保守点検活動についての方針が示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について）</p>
<p>4. 高線量下等を想定した訓練の実施</p> <p>【解釈】 d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応時の事象進展により想定される環境下（高線量下、夜間、悪天候その他の厳しい環境）を踏まえた訓練を実施する方針とすることを確認。</p>	<p>①大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練についての方針が具体的に示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について）</p>
<p>5. マニュアル等を即時利用可能とするための準備</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。</p> <p>① 設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、通常時から保守点検活動等を通じて準備する方針とすることを確認。</p> <p>② 通信設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う方針とすることを確認</p>	<p>①②大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行うとしていることを確認した。</p>

(2) 体制の整備

a. 体制

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>重大事故等発生時の体制（重大事故等防止技術的能力基準1.0項）を基本としつつ、中央制御室や要員の損耗等によって体制が部分的に機能しない場合においても、流動性をもって柔軟に対応できる体制を整備する方針であることを確認する。</p> <p>1. 役割分担及び責任者の明確化</p> <div data-bbox="151 583 1047 810" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【解釈】</p> <p>3 体制の整備は、以下によること。</p> <p>a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。</p> </div> <p>① 大規模損壊対応を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織の役割分担、責任者等を定める方針であることを確認。</p> <p>② 専門性及び経験を考慮した作業班の構成を行う方針であることを確認。</p> <p>③ 通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して大規模損壊対応を実施し得る体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>① 大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。発電所対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備するとしていることを確認した。</p> <p>② 大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p> <p>具体的には重大事故等発生時の体制（重大事故等防止技術的能力1.0項）において、作業班の構成について、通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応及び復旧活動に活かす、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で機能班の構成を行うことを確認した。</p> <p>③ 地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とすることを確認した。</p> <p>通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない可能性を考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることを確認した。</p> <p>大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、発電所対策本部本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

<p>④ 中央制御室が機能しない場合を想定して対応できる体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>④大規模損壊の発生により中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制とすることを確認した。</p> <p>故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（6号炉及び7号炉運転員を含む。）が機能しない場合もあらかじめ想定し、緊急時対策要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とすることを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>2. 実施組織の構成</p> <p>【解釈】</p> <p>b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。</p> <p>① 実施組織として、運転員等により構成される大規模損壊対応を実施する組織を設置し、構成する組織の役割分担を明確にする方針であることを確認する。</p> <p>② 実施組織における原子炉主任技術者の役割分担が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の具体的な役割分担及び業務の範囲については「6. 各班の役割分担及び責任の明確化」にて確認する。</p>	<p>①②大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p>
<p>3. 複数号炉の同時被災への対応</p> <p>【解釈】</p> <p>c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。</p> <p>① 複数号炉で同時に大規模損壊対応が発生した場合においても、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定して対応できる方針であることを確認する。複数号炉で同時に大規模損壊が発生した場合には、指揮者1人で調整できる号炉数を考慮して体制を整備すること。</p> <p>② 複数号炉で同時に大規模損壊が発生した場合においても対応できるよう、必要な要員を確保する方針であることを確認する。特に、消火担当区域を分ける場合には、それぞれの区域で独立して消火活動ができる体制であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、複数号炉の同時発災時にも対応できる体制を整備していることが示されている。なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.21 発電所対策本部と指揮命令及び情報の流れについて）</p> <p>②重大事故等対策で整備する複数号炉の同時被災への対応と同様の方針であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、複数号路の同時発災にも対応できる体制を整備していることが示されている。なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.22 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について）</p>

<p>4. 支援組織の構成</p> <p>【解釈】 d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。</p> <p>① 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織を設ける方針であることを確認する。</p> <p>② 技術支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 運営支援組織の構成が明確になっていることを確認する。</p> <p>※各組織を構成する班の役割分担及び支援の範囲については、「6. 各班の役割分担及び責任者の明確化」にて確認する。</p>	<p>①②③大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p>
<p>5. 対策本部の設置及び要員の招集</p> <p>【解釈】 e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応の実施が必要な状況において、発電所内に実施組織及び支援組織を設置する方針であること、実施組織及び支援組織を統轄する責任者を配置する方針であることを確認する。</p> <p>② 夜間及び休日を含めて大規模損壊対応に必要な要員を確保する方針であることを確認する。その際、要員の種別毎に必要な人数が明確になっていることを確認する。</p> <p>③ 必要な要員は、同時に被災しないよう分散して配置する方針であることを確認。</p>	<p>①大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p> <p>発電所対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及び実施組織に対して支援を行う支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備していることを確認した。</p> <p>②夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員50名、当直（運転員）40名、自衛消防隊10名計100名を常時確保することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、要員の確保に関する考え方が示されている。なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.22 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について）</p> <p>③夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における運転員及び緊急時対策要員並びに自衛消防隊は、地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機することを確認した。</p>

<p>④ 必要な要員が、建物の崩壊により被災する場合、発電所構内に勤務している要員を活用する等の対応をとる方針であることを確認する。</p> <p>⑤ 夜間及び休日を含めて必要な要員を非常招集できるよう、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、定期的に連絡訓練を実施する方針であることを確認する。</p> <p>⑥ 必要な要員の召集に時間を要する場合も想定し、大規模損壊対応を行える体制であることを確認する。</p> <p>⑦ 新型インフルエンザ等が発生し、必要な要員が確保できない場合の対応が示されていることを確認する。</p> <p>⑧ 大規模損壊対応の実施にあたり、協力会社社員を招集する場合、あらかじめ必要な契約等を行う方針であることを確認する。</p>	<p>補足説明資料において、緊急時対策要員の常駐場所と参集方法が示されている。なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.22 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について）</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.25 初動対応要員の分散配置について）</p> <p>④ 建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、本発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることができる体制とすることを確認した。</p> <p>⑤ 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練の方針を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施していることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、要員の確保に関する考え方が示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.22 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について）</p> <p>⑥ 大規模損壊発生時において、発電所構内に常時確保する要員 100 名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員の参集に時間を要する場合も想定し、本発電所構内の運転員及び緊急時対策要員並びに自衛消防隊により当面の間は事故対応を行うことができる体制とすることを確認した。</p> <p>当面の間は事故対応を行えるとは、発電所構内に常駐する要員により優先する対応手順を必要とする人数未滿で対応できることであることを確認した。</p> <p>なお、大規模損壊発生時において、緊急時対策要員として参集が期待される社員寮及び社宅の緊急時対策要員の発電所へのアクセスルートは複数ルートを確認し、その中から適応可能なルートを選択し、発電所へ参集することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、要員の確保に関する考え方が示されている。具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.22 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について）</p> <p>⑦ 大規模損壊では、新型インフルエンザ等は考慮しないため、該当なし。</p> <p>⑧ 大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p> <p>重大事故等の対応については、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応出来るよう要員を確保していることを確認した。</p>
--	---

<p>6. 各班の役割分担及び責任者の明確化</p> <p>【解釈】 f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。</p> <p>① 大規模損壊対応実施組織及び支援組織について、上記b)及びd)項に示す各班の機能を明確にするとともに、各班に責任者である班長及びその代行者として副班長を配置する方針であること。</p>	<p>①大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p>
<p>7. 指揮命令系統及び代行者の明確化</p> <p>【解釈】 g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。</p> <p>① 指揮命令系統を明確化する方針であることを確認する。</p> <p>② 指揮者等が欠けた場合に備え、予め順位を定めて代理者を指定する方針であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p> <p>②地震、津波等の大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しなくなる可能性を考慮した体制とすることを確認した。 例えば、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない可能性を考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることを確認した。 なお、補足説明資料において方針が示されていることを確認した。 (参照：補足説明資料 添付資料 2.1.21 発電所対策本部と指揮命令及び情報の流れについて)</p>
<p>8. 発電所内外への情報提供</p> <p>【解釈】 i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。</p> <p>① 原子炉施設の状態及び大規模損壊対応の実施状況について、発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるよう、衛星携帯電話及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する方針であることを確認。</p>	<p>①大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p>

<p>② 発電所の実施組織がプレス対応に追われることなく、事故対応に専念できる体制となっていることを確認。</p>	<p>②大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p>
<p>9. プルーム放出時における対応について</p> <p>① プルーム放出時について、最低限必要な要員を確保し、プルーム通過後に活動を再開する体制を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①プルーム放出時には、最低限必要な運転員及び緊急時対策要員はそれぞれ中央制御室待避室及び緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、発電所外へ一時避難し、その後、発電所対策本部本部の指示に基づき発電所へ再参集することを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、体制に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

b. 対応拠点

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>10. 実効的に活動するための設備等の整備</p> <p>【解釈】 h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。</p> <p>① 実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するため、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等（テレビ会議システムを含む）を備えた緊急時対策所を整備する方針であることを確認する。</p> <p>② 拠点が機能喪失する場合を想定し、代替可能なスペースも状況に応じて活用する方針であることを確認。</p> <p>③ 中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置等を整備する方針であることを確認する。</p> <p>④ 夜間においても速やかに現場へ移動するために必要な、実効的に活動するための設備等を整備する方針であることを確認する。</p>	<p>①大規模損壊発生時の体制については、通常の原子力防災組織の体制により対応することを基本としつつ、大規模損壊の発生により通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備するとともに、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提としていることを確認した。</p> <p>②大規模損壊が発生した場合において、運転員及び緊急時対策要員が活動を行うに当たっての拠点は、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を基本とするが、中央制御室等が機能喪失する場合も想定し、緊急時対策所以外にも代替可能なスペースも状況に応じて活用することを確認した。</p> <p>③大規模損壊発生時の対応において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な通信連絡設備を整備することを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備することを確認した。</p> <p>④重大事故等対策で整備する設備等と同様の方針であることを確認した。</p>

c. 外部支援

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1 1. 外部からの支援体制の整備</p> <div data-bbox="151 317 1023 453" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【解釈】 j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。</p> </div> <p>① 発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるよう、発電所外部に支援組織等を設置するとしていることを確認する。その際、発電所外部に設置する支援組織を設置する判断基準が明確になっていることを確認する</p> <p>② 発電所外部に設置する支援組織は、原子力部門だけでなく他部門も含めた全社体制であることを確認する。</p> <p>③ 支援組織の構成及び役割分担が明確になっていることを確認する。その際、発電所災害対策本部が大規模損壊対応に専念できるような役割分担等となっているか確認する。</p> <p>④ 他の原子力事業者等からの支援を受けられるよう、発電所外部に支援拠点を設置するとしていることを確認する。</p>	<p>① 大規模損壊発生時における発電所外部からの支援体制として、本社対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備することを確認した。 上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③ 重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④ 他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援を受けられるよう体制を整備することを確認した。 上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部からの支援体制の整備と同様の方針であることを確認した。</p>
<p>1 2. 外部支援の体制</p> <div data-bbox="151 1220 1023 1623" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。 また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。 さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。</p> </div> <p>① 発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p> <p>② 協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカーによる技術的支援を受けられる体制を構築する</p>

<p>② プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であることを確認する。</p> <p>③ 発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画であることを確認する。</p>	<p>ことを確認した。</p> <p>上記の方針は、重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③重大事故等対策で整備する外部支援の体制と同様の方針であることを確認した。</p>
---	---

2. 1. 3 設備・資機材の整備

(1) 可搬型重大事故等対処設備の整備

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1. 可搬型重大事故等対処設備の配備の方針</p> <p>可搬型重大事故等対処設備について、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失しないことがない場所に保管することを確認。</p>	<p>大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な可搬型重大事故等対処設備は、a. 及び b. の事項を考慮して整備することを確認した。</p>
<p><b>可搬型</b></p> <p>（重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>	
<p>① 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを確認。</p>	<p>①②③</p> <p>a. 可搬型重大事故等対処設備は、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう、外部事象の影響を受けにくい場所に保管することを確認した。</p> <p>具体的な外部事象は以下のとおり。</p>
<p>② 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを確認。</p>	<p>（地震）</p> <p>基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、基準地震動を超える地震動に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。</p> <p>（参照：補足説明資料 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p>
<p>③ 「可搬型重大事故等対処設備の保管場所」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する要因として、保管時の環境条件（保管場所を踏まえた自然現象などによる影響）並びに故意による大型航空機</p>	<p>（津波）</p> <p>基準津波を超える津波に対して裕度を有する高台に保管することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p> <p>④ 複数の可搬型重大事故等対処設備が大規模な自然災害（竜巻）及び大型航空機の衝突その他テロリズムの共通要因によって同時に機能喪失しないよう、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に確保することを確認。</p>	<p>補足説明資料において、基準津波を超える津波に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>（大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響） 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響を考慮して、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対処施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の隔離距離を確保した上で、当該建屋及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して保管することを確認した。 補足説明資料において、故意による大型航空機の衝突に対する機器の防護、機能確保及び機器の配備についての考慮事項が示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>④ b. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないよう、同一機能を有する複数の可搬型重大事故等対処設備の間で十分な離隔距離を確保し、複数箇所に分散して配置することを確認した。</p>
<p>2. アクセスルートの確保</p> <p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>（基本的な考え方）</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備を運搬するため、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認する。 （※）確認にあたっては、敷地の特性を踏まえた検討がなされていることに留意する。</p> <p>② アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機による衝突を考慮していることを確認する。</p>	<p>（※）申請者は、アクセスルートの確保について、「屋内アクセスルートの確保」と「屋外アクセスルートの確保」とに分けて整理していることから、「審査の視点」及び「確認結果」について、まず、双方に共通する事項として、アクセスルート確保に係る「基本的な考え方」を示し、続いて、「屋外アクセスルートの確保」、「屋内アクセスルートの確保」の順に、それぞれの個別方針を示す。</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管し、大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質の放出の防止及び抑制を最優先として、対応に必要なアクセスルートの確保を優先実施項目の一つとしていることを確認した。 補足説明資料において、恒設設備への接続箇所を2か所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。また、各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。 （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について）</p> <p>② 補足説明資料において、複数のアクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害（地震、津波）、大型航空機による衝突を考慮していることが示されている。 具体的には以下のとおり。  （地震）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>③ アクセスルート上の障害物を想定し、障害物を除去するための実効性のある運用管理を行う方針であることを確認する。</p> <p>④ 大規模損壊が発生した場合でも安全に経路を移動できるよう、アクセスルート上で想定される作業環境を踏まえ、ヘッドライト、懐中電灯、放射線防護具等、必要な装備を整備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤ ④の資機材は、大規模損壊による影響を受けにくい場所に保管することを確認する。</p>	<p>・恒設ラインへの接続箇所を2か所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。</p> <p>・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。</p> <p>(津波)</p> <p>・恒設ライン等への接続箇所を2か所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。</p> <p>・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。</p> <p>(大型航空機による衝突)</p> <p>・恒設ライン等への接続箇所を2か所設置しており、これらの接続箇所は分散して配置していることが示されている。</p> <p>・各々の接続箇所までのアクセスルートは、それぞれ別のルートが確保されていることが示されている。</p> <p>なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。 (参照：補足説明資料 添付資料2. 1. 17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について)</p> <p>③重大事故等対策におけるアクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④重大事故等対策におけるアクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。</p> <p>⑤大規模な自然災害（地震、津波）、大規模火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、速やかに消火及びガレキ撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管することを確認した。</p> <p>なお、具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>
<p>(1) 屋外アクセスルートの確保</p> <p>① 屋外アクセスルートを確保し、可搬型重大事故対処設備の運搬、他の設備の被害状況を把握するとしていることを確認する。</p> <p>② 屋外アクセスルートの確保にあたり、敷地の特性を踏まえ想定する自然現象等による影響を想定し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するとしているか確認する。</p> <p>③ 屋外アクセスルートの確保にあたり、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突による影響を想定し、複数のアクセスルートを確保するとしているか確認する。</p> <p>④ アクセスルート上における被害想定（斜面崩壊、不等沈下、陥没、倒壊、段差、溢水、火災等）を明確にし、車両の通行を考慮した補強、</p>	<p>①重大事故等対策の屋外アクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質の放出の防止及び抑制を最優先として、対応に必要なアクセスルートの確保を優先実施項目の一つとしていることを確認した。</p> <p>②具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>④具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6,7）
<p>機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	
<p>(2) 屋内アクセスルートの確保</p> <p>① 重大事故発生時における屋内アクセスルートの確保し、屋内の可搬型重大事故対処設備の運搬し、又は他の設備の被害状況を把握していることを確認する。</p> <p>② 地震による転倒、地震による内部溢水（溢水の汚染を含む）、地震による内部火災等、大規模な自然災害及び大型航空機の衝突等による影響を踏まえて、内部アクセスルートを確保する方針であることを確認する。</p> <p>③ 屋内アクセスルートの確保にあたり、大規模損壊対応時の操作に必要な活動場所まで移動可能なアクセスルートが選定されているか、アクセスルート上における被害想定（火災、放射線、薬品の漏えい、資機材の転倒等）を明確にし、保護具の着用、機器の撤去等の対策を行う方針が示されていることを確認する。</p>	<p>① 重大事故等対策の屋内アクセスルート確保と同様の方針であることを確認した。大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質の放出の防止及び抑制を最優先として、対応に必要なアクセスルートの確保を優先実施項目の一つとしていることを確認した。</p> <p>② 具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>③ 火災の被害想定に関する具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p>

（2） 資機材の配備

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1. 資機材の配備</p> <p>資機材について、重大事故等発生時に整備する資機材を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生を想定して必要となる追加的な資機材を配備することを確認する。</p> <p><b>【要求事項】</b>                      発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。</p> <p><b>【解釈】</b>                      1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。</p> <p>①優先順位を考慮して重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を実施する方針であることを確認する。</p> <p>②有効な復旧対策についての継続的な検討を行うとともに、必要な予備品の確保に努めることを確認する。</p> <p>③予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器。）を確保する方針であることを確認する。予備品への取替のために必要な機材等（気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器、高線量の環境下を想定した防護服等を含む。）を確保する方針であることを確認する。</p> <p>④高線量の環境下において対応を行うために必要な資機材を配備する方針であることを確認する。</p> <p>⑤大規模な火災発生時に消火活動を実施するために必要な資機材を配備する方針であることを確認。</p>	<p>①大規模損壊では、重要安全施設等の取替えは行わないため該当なし。</p> <p>②重大事故等対策における資機材の配備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>③重大事故等対策における資機材の配備と同様の方針であることを確認した。</p> <p>④炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応を行うために着用するマスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備することを確認した。補足説明資料において、照明機器等の資機材の確保、着用するマスク、高線量対応の線量計の保管場所及び保管数量が示されている。また、保管場所及び保管数量は、大規模損壊発生時における対応を考慮しても、対応要員数等から重大事故等防止技術的能力基準 1.0 項で整備する保管場所及び保管数量で対応可能であることが示されている。                      （参照：補足説明資料 添付資料 2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材）</p> <p>⑤地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材、及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲等を配備することを確認した。                      補足説明資料において、着用する防護具、泡消火薬剤の保管場所が示されている。また、保管場所は、大規模損壊発生時における対応を考</p>

<p>⑥通常の通信手段が使用不可能な場合を想定し、指揮者と現場間、発電所外との連絡に必要な通信連絡設備を複数配備する方針であることを確認。</p> <p>⑦消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置を配備する方針であることを確認。</p>	<p>慮しても対応要員数等から技術的能力1.0で整備する保管場所に対応可能であることが示されている。          （参照：補足説明資料 添付資料2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材）          なお、泡消火薬剤等の保管数量等の具体的な内容については、設備の配置場所に関する詳細な情報であることから、非公開資料において示されていることを確認した。</p> <p>⑥大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、本発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数配備することを確認した。          大規模損壊発生時の対応において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な通信連絡設備を整備することを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不可能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備することを確認した。          補足説明資料において、通信連絡設備の確保について示されている。          （参照：補足説明資料 添付資料2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について）</p> <p>⑦指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な通信連絡設備を整備することを確認した。また、通常の通信連絡設備が使用不可能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備することを確認した。          補足説明資料において、通信連絡設備の確保について示されている。          （参照：補足説明資料 添付資料2.1.18 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について）</p>
<p>（ii）予備品等の保管場所</p> <p><b>【要求事項】</b>          発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。</p> <p>①予備品等を、地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であることを確認。</p> <p>②予備品等を、大型航空機の衝突による影響を受けないう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100m以上離隔した場所に位置的分散を考慮して保管する方針であることを確認。</p>	<p>①重大事故等対策における予備品等の保管場所と同様の方針であることを確認した。          補足説明資料において、大規模損壊発生時の対応のために必要となる設備及び資機材は、重大事故等対策で整備する設備及び資機材に対応可能であることを確認した。          （参照：補足説明資料 重大事故等防止技術的能力1.0項 添付資料1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について）</p> <p>②大規模損壊発生時の対応に必要な資機材は、大規模損壊発生時においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及びコントロール建屋から100m以上離隔をとった場所に配備することを確認した。          補足説明資料において、以下のとおり分散して保管することが示されている。          ・耐熱服は、自衛消防隊詰め所及び防護本部。          ・防護具、放射線管理用資機材及び食料等は、6号炉及び7号炉中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所。</p>

<p>(3) 予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保</p> <p><b>【要求事項】</b> 発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。</p> <p>①設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、アクセスルート（屋外、屋内）について、実効性のある運用管理を行う方針であることを確認。</p>	<p>① 重大事故等対策における予備品等の保管場所からのアクセスルートの確保と同様の方針であることを確認した。</p>
--	---

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等対処設備（第43条））

設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

**重大事故等対処設備（第43条）**

1.1 多様性及び独立性、位置的分散	43-2
a. 設計基準事故対処設備との多様性（第43条第2項第3号）	43-2
b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	43-4
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	43-5
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	43-6
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	43-7
1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	43-9
2. 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	43-10
3. 環境条件等	43-12
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	43-12
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	43-13
4. 操作性及び試験・検査性について	43-15
(1) 操作性の確保	43-15
a. 操作性（第43条第1項第2号）	43-15
b. 切替えの容易性（第43条第1項第4号）	43-16
c. 確実な接続（第43条第3項第2号）	43-16
d. アクセスルートの確保（第43条第3項第6号）	43-17
(2) 試験又は検査（第43条第1項第3号）	43-19

補足説明資料（共-2 類型化区分及び適合内容）へ想定する考慮事項に対する詳細な設計方針が示されている。

### 1.1 多様性及び独立性、位置的分散

設置許可基準規則第43条第2項3号は、重大事故等対処設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故等対処設備」）は、設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能喪失しないことを要求している。加えて、設置許可基準規則第43条第3項7号は、重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」）は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備の安全機能と同時に機能喪失しないことを要求している（a. 設計基準事故対処設備等との多様性）（b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等防止設備との多様性）。

設置許可基準規則第43条第2項2号は、常設重大事故等対処設備に対して、二以上の発電用原子炉施設において原則、共用するものでないことを要求している（c. 共用の禁止）。

設置許可基準規則第43条第3項3号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、常設設備と接続するものについては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けることを要求している（d. 複数の接続口）。

設置許可基準規則第43条第3項5号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを要求している（e. 保管場所）。

#### a. 設計基準事故対処設備との多様性（第43条第2項第3号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>常設</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>（第43条解釈） 4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p>	<p>a. 設計基準事故対処設備との多様性（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第3号））</p> <p>① 常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備等（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。</p> <p>外部人為事象とは、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるものであることを確認した。</p> <p>共通要因の選定に関する具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>発電所敷地で想定される自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を選定する。また、設計基準対象設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。</p> <p>自然現象の組合せについては、地震、積雪及び火山の影響を考慮する。</p> <p>発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電</p>
<p>① 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること、第2項第3号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものであることを確認。</p> <p>② 「設計基準事故対処設備等との多様性」を確認するため、設計上想定する共通要因として、設備の使用環境条件（設置場所や外部の自然条件等）及び動作原理を考慮</p>	

した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。

磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。また、設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

<本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1) 多様性、位置的分散>

<本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-1) 常設重大事故等対処設備>

<添八：1.1.7.1(1) 多様性、位置的分散>

<添八：1.1.7.1(1)a. 常設重大事故等対処設備>

②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。

重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。

常設重大事故防止設備は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤に設置する。ただし、常設重大事故防止設備（設計基準拡張。当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）については、「3.4.2.3.3 耐震重要施設及び常設重大事故等対処施設下の地質構造」に示す耐震重要施設並びに常設耐震重要重大事故防止設備及び重大事故緩和設備を設置する重大事故等対処施設下の地盤に設置する。

常設重大事故防止設備は、地震、津波及び火災に対して、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時にその機能が損なわれないよう、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り、屋外に設置する。

落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。

常設重大事故緩和設備についても、可能な限り上記を考慮して多様性、位置的分散を図る設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計、又は駆動源、冷却源が同じの場合は別の手段が可能な設計とする。ま

	<p>た、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。          &lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-1)常設重大事故等対処設備&gt;          &lt;添八：1.1.7.1(1)a. 常設重大事故等対処設備&gt;</p>
--	---

b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>可搬型</b>            （重大事故等対処設備）            第四十三条            3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。            七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。            （第43条解釈）            4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p>	<p>b. 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第7号））            ①可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、環境条件、地震、津波その他の自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。            共通要因の選定に関する具体的な確認結果は、「a. 設計基準事故対処設備との多様性（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第3号）） ①」と同じである。            &lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1)多様性、位置的分散&gt;            &lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2) 可搬型重大事故等対処設備&gt;            &lt;添八：1.1.7.1(1) 多様性、位置的分散&gt;            &lt;添八：1.1.7.1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。            可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。            また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。            環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。            地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤に設置する建屋内に保管する。            屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。            地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」にて考慮された設計とする。            火災に対して、可搬型重大事故等対処設備は「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災防護を行う。</p>
<p>① 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること、第3項第7号に規定する適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものであることを確認。</p> <p>② 「設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性」を確認するため、設計上想定する共通要因として、設備の使用環境条件及び動作原理並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	

	<p>地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>クラゲ等の海生生物の影響により可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には、予備の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し、閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよう、クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空の機衝突その他のテロリズムに対して屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対処施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2)可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1. 1. 7. 1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備&gt;</p>
--	---

c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>常設</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>ニ 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性</p>	<p>c. 共用の禁止（共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号））</p> <p>①常設重大事故等対処設備の各機器は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であつて、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。ことを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-3) 共用の禁止&gt;</p> <p>&lt;添八：1. 1. 7. 1(3) 共用の禁止&gt;</p> <p>②共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2 以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であつて、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、それぞれの理由を明確にし、共用できる設計とすることを確認した。</p>

<p>が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p>	<p>&lt;本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-1-3) 共用の禁止&gt; &lt;添八：1.1.7.1(3) 共用の禁止&gt;</p>
<p>① 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないことを確認。</p> <p>② 二以上の発電用原子炉施設と共用する場合、発電用原子炉施設の安全性が向上する理由及び同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない理由を明確にしていることを確認。</p>	

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。</p> <p>（第43条解釈） 6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。</p> <p>① 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けていることを確認。</p> <p>② 複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けていることを確認。</p> <p>③ 「複数の接続口」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する共通要因と</p>	<p>d. 複数の接続口（可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口（第四十三条 第3項 第3号））</p> <p>① <b>可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する</b>ことを確認した。</p> <p>&lt;本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-1-1-3) 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口&gt; &lt;添八：1.1.7.1(1)c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口&gt;</p> <p>②③具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>共通要因として影響を考慮した各要因に対する設計方針が整理されている。</p> <p>環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。</p> <p>重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。</p> <p>地震に対して接続口は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤上の建屋内又は建屋面に複数箇所設置する。</p> <p>地震、津波及び火災に対しては、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」及び「添付書類八 1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく設計とする。</p> <p>溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。</p> <p>風（台風）、竜巻、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。</p> <p>生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して、屋外に設置する場合は、開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。</p>

<p>して、接続口及び接続する設備の使用環境条件並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>また、一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。                  &lt;本文：口。(3)(i)b.(C)(c-1-1-3)可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口&gt;                  &lt;添八：1.1.7.1(1)c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口&gt;</p>
--	---

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>可搬型</b>                  （重大事故等対処設備）                  第四十三条                  3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。                  五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。                  （第43条解釈）                  7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p> <p>① 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管することを確認。</p> <p>② 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有することを確認。</p> <p>③ 「可搬型重大事故等対処設備の保管場所」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する要因として、保管時の環境条件（保管場所を踏まえた自然現象などによる影響）並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。例えばそ</p>	<p>e. 保管場所（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第5号））</p> <p>① 可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備からも100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管することを確認した。                  &lt;本文：口。(3)(i)b.(C)(c-1-1-2)可搬型重大事故等対処設備&gt;                  &lt;添八：1.1.7.1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備&gt;                  補足説明資料（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料 1.0 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備 保管場所及びアクセスルート）において詳細な保管場所等が示されている。</p> <p>②③具体的には、以下の設計方針であることを確認した。                  保管場所として環境条件による影響を考慮した各要因に対する設計方針が整理されている。                  環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.1.7.3 環境条件等」に記載する。                  地震に対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、「1.10 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針」に基づく地盤に設置する建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認する、又は、必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化又は揺すり込みによる不等沈下、傾斜及び浮き上がり、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する設計とする。                  地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」、「1.5.2 重大事故等対処施設の耐津波設計」にて考慮された設計とする。                  火災に対して、可搬型重大事故等対処設備は「1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に基づく火災防護を行う。                  地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。                  風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工</p>

<p>それぞれの必要な容量を考慮して、同じ機能を有する可搬型重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管するよう設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>クラゲ等の海生生物の影響により可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には、予備の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し、閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよう、クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。</p> <p>飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対処施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-1-2)可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(1)b. 可搬型重大事故等対処設備&gt;</p> <p>補足説明資料（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料 1.0 添付資料1.0.2 可搬型重大事故等対処設備 保管場所及びアクセスルート）において詳細な保管場所等が示されている。</p>
--	---

1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

設置許可基準規則第43条第1項5号は、重大事故等対処設備に対して、工場内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないことを要求している。

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>常設及び可搬型</b></p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p> <p>① 工場等内の他の設備（設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む）に対して悪影響を及ぼさないものであることを確認。</p> <p>② 「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含まれていることを確認。</p> <p>③ 「悪影響防止」に対する設計の妥当性を確認するため、他設備へ悪影響を与える要因として、設備の使用環境条件及び故障・損壊時による影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>1.2. 悪影響防止（悪影響防止（第四十三条 第1項 第5号））</p> <p>①② 重大事故等対処設備は、発電用原子炉施設（他号炉※を含む）内の他の設備（設計基準対処施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-2) 悪影響防止&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(2) 悪影響防止&gt;</p> <p>※ 他号炉とは、6号炉に対しては7号炉、7号炉に対しては6号炉を指す。</p> <p>③ 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>他の設備への悪影響としては、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、他の設備の機能に影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること、重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>また、放水砲については、建屋への放水により、当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-1-2) 悪影響防止&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.1(2) 悪影響防止&gt;</p>

2. 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

設置許可基準規則第43条第2項1号は、常設重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等の収束に必要な容量を有することを要求している。

加えて、設置許可基準規則第43条第3項1号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有することを要求している。

補足説明資料（共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について）に想定する考慮事項に対する容量が示されている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>常設</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであることを確認（設計基準事故対象設備と同じ場合は、同仕様で十分確保できること等）。</p> <p>② 「常設重大事故等対処設備の容量」に対する設計の妥当性を確認するため、各機能における設備構成を踏まえ、機能を達成するために必要な容量を満たす設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>2. 容量等（常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第1号））</p> <p>①常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすることを確認した。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成することを確認した。</p> <p>「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量、蓄電池容量、計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値等とすることを確認した。</p> <p>具体的な設計方針は、②において確認した。</p> <p>&lt;本文：口。（3）（i）b.（C）（c-2-1）常設重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.2(1) 常設重大事故等対処設備&gt;</p> <p>②具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。</p> <p>常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</p> <p>&lt;本文：口。（3）（i）b.（C）（c-2-1）常設重大事故等対処設備&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.2(1) 常設重大事故等対処設備&gt;</p>
<p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p>	<p>2. 容量（可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第1号））</p> <p>①可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすることを確認した。</p> <p>重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。</p> <p>「容量等」とは、必要となるポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、発電機容量、蓄電池容量、ポンベ容量及び計測器の計装範囲等とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。</p> <p>&lt;本文：口。（3）（i）b.（C）（c-2-2）可搬型重大事故等対処設備&gt;</p>

5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。

(a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあっては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。これに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保すること。

(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するものについては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。

(c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。

<添八：1.1.7.2(2) 可搬型重大事故等対処設備>

②③④具体的には、以下の設計方針であることを確認した。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり2セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。

また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンベ等は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、発電所全体で予備を確保する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基当たり1セットに加え、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

<本文：口。(3)(i)b.(C)(c-2-2) 可搬型重大事故等対処設備>

<添八：1.1.7.2(2) 可搬型重大事故等対処設備>

- ① 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであることを確認。
- ② 原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものについては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上持つことを確認。さらに、「故障時のバックアップ」及び「保守点検による待機除外時のバックアップ」を工場等全体で確保することを確認。
- ③ 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するものについては、1負荷当たり1セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つことを確認。
- ④ 「可搬型重大事故等対処設備の容量」に対する設計の妥当性を確認するため、各機能における設備構成を踏まえ、機能を達成するために必要な容量（個数を含む）を満たす設計方針が整理されていることを確認。

3. 環境条件等

設置許可基準規則第43条第1項1号は、重大事故等対処設備に対して、想定される重大事故等が発生した場合における使用条件において、操作が可能な設計することを要求している（a.環境条件及び荷重条件）。  
 設置許可基準規則第43条第1項6号は、重大事故等対処設備に対して、操作等に係る現場の作業環境を要求している。加えて、設置許可基準規則第43条第3項4号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、設置場所への据え付け及び常設設備との接続を考慮することを要求している。（b.現場の作業環境）。

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p data-bbox="124 531 344 569"><b>常設及び可搬型</b></p> <p data-bbox="181 579 460 615">（重大事故等対処設備）</p> <p data-bbox="124 625 1056 661">第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p data-bbox="166 672 1205 793">一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。</p> <p data-bbox="124 850 1228 972">① 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであることを確認。</p> <p data-bbox="124 1029 1228 1194">② 「重大事故等時の環境条件及び荷重条件」に対する設計の妥当性を確認するため、設計上想定する環境要因として、設備の使用・保管場所に応じて設備の性能に影響を与える可能性のある要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p data-bbox="1228 491 2068 527">a. 環境条件及び荷重条件（環境条件（第四十三条 第1項 第1号））</p> <p data-bbox="1228 537 2798 659">① 重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とすることを確認した。</p> <p data-bbox="1228 669 1863 705">&lt;本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-3-1) 環境条件&gt;</p> <p data-bbox="1228 716 1644 751">&lt;添八：1.1.7.3(1) 環境条件&gt;</p> <p data-bbox="1228 808 1920 844">② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p data-bbox="1228 854 2798 1062">重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、自然現象による影響、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象による荷重を考慮する。</p> <p data-bbox="1228 1073 2798 1197">自然現象の選定に当たっては、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等を考慮する。</p> <p data-bbox="1228 1207 2798 1373">これらの事象のうち、重大事故等における発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、低温（凍結）、降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち、低温（凍結）及び降水については、屋外の天候による影響として考慮する。</p> <p data-bbox="1228 1383 2362 1419">自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。</p> <p data-bbox="1228 1430 2798 1554">これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて、以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。</p> <p data-bbox="1228 1564 2798 1646">原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1228 1656 2798 1780">原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。また、地震における荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p data-bbox="1228 1791 2798 1873">原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処</p>

	<p>設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は中央制御室、異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。</p> <p>屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室、離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。また、地震、風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。</p> <p>海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する、又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水の影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</p> <p>発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定に当たっては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。</p> <p>これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。</p> <p>重大事故等対処設備は、事故対応のために設置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水による波及的影響を考慮する。</p> <p>溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水により機能を損なわないように、重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。</p> <p>地震による荷重を含む耐震設計については「添付書類八 1.4.2 重大事故等対処施設の耐震設計」に、火災防護については、「添付書類八 1.6.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針」に示す。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-1) 環境条件&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.3(1) 環境条件&gt;</p>
--	---

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>常設及び可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>b. 現場の作業環境</p> <p>（1）重大事故等対処設備（重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第1項 第6号））</p> <p>①②<b>重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とする</b>ことを確認した。</p> <p>また、中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-2) 重大事故等対処設備の設置場所&gt;</p>

<p>① 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであることを確認。</p> <p>② 「重大事故等対処設備の現場の作業環境」に対する設計の妥当性を確認するため、想定される重大事故等時の放射線影響範囲を踏まえ、各設備の操作・復旧を行うための設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>&lt;添八：1.1.7.3(2) 重大事故等対処設備の設置場所&gt;</p>
<p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>② 「可搬型重大事故等対処設備の現場の作業環境」に対する設計の妥当性を確認するため、想定される重大事故等時の放射線影響範囲を踏まえ、各設備の操作・復旧を行うための設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>（2）可搬型重大事故等対処設備（可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第3項 第4号））</p> <p>①②可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量が高くなるおそれが少ない場所の選定、遮蔽物の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-3-3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.3(3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所&gt;</p>

4. 操作性及び試験・検査性について

設置許可基準規則第43条第1項2号は、重大事故等対処設備に対して、想定され重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものを要求している（a.操作性）。

設置許可基準規則第43条第1項4号は、重大事故等対処設備に対して、重大事故等に対処するために本来の用途以外の用途として使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものを要求している（b.切り替えの容易性）。

設置許可基準規則第43条第3項2号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものを要求している（c.確実な接続）。

設置許可基準規則第43条第3項6号は、可搬型重大事故等対処設備に対して、運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するための工場等内の道路及び通路は、想定される重大事故等が発生した場合において適切な措置を講じることを要求している（d.アクセスルートの確保）。

(1) 操作性の確保

a. 操作性（第43条第1項第2号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>常設及び可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、確実に操作できるものであることを確認。</p> <p>② 「操作性」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の使用条件に応じた操作環境、操作準備に必要な作業・工具、操作内容について、操作の確実性を考慮した設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>a. 操作性（操作の確実性（第四十三条 第1項 第2号））</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合においても、重大事故等対処設備の操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作場所での操作が可能な設計とすることを確認した。また、「1.1.7.3 環境条件等」操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備することを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-1) 操作の確実性&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(1)a. 操作の確実性&gt;</p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。</p> <p>可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実にいえるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。</p> <p>現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。</p> <p>想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-1) 操作の確実性&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(1)a. 操作の確実性&gt;</p>

b. 切替えの容易性（第43条第1項第4号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>常設及び可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>① 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えることを確認。</p> <p>② 「切替えの容易性」に対する設計の妥当性を確認するため、各用途における設備構成を踏まえ、速やかに切替えられる設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>b. 切替えの容易性（系統の切替性（第四十三条 第1項 第4号））</p> <p>①② 重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能ないように、系統に必要な弁等を設ける設計とすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-2) 系統の切替性&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(1)b. 系統の切替性&gt;</p>

c. 確実な接続（第43条第3項第2号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであることを確認。</p>	<p>c. 確実な接続（可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第四十三条 第3項 第2号））</p> <p>①② 可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。また、発電用原子炉施設が相互に使用することができるように6号炉及び7号炉とも同一形状とするとともに同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮することを確認した。また、高圧窒素ガスポンプ、タンクローリ等については、各々専用の接続方式を用いる設計とすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-3) 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(1)c. 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性&gt;</p>

<p>② 「可搬型重大事故等対処設備の常設設備との確実な接続」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の使用条件（用途、設備仕様等）を踏まえた接続形態が採用され、接続形態ごとに接続性を考慮した設計方針が整理されていることを確認。</p>	
---	--

d. アクセスルートの確保（第43条第3項第6号）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する方針であることを確認。なお、可搬型重大事故等対処設備を保管のための施設内に保管する場合には、搬出する設備が当該設備以外のものから悪影響を受けることなく搬出できるよう、施設内の設備の配置に配慮し、複数の扉を設ける等の方針であることを確認する。</p> <p>② 「発電所内の屋外道路及び屋内道路」に対する設計の妥当性を確認するため、アクセスルートの確保に影響を与える要因として、発電所内の地形の特徴を踏まえ、想定される環境条件及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した要因が抽出され、各要因に対する設計方針が整理されていることを確認。</p>	<p>d. アクセスルートの確保（発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第四十三条 第3項 第6号））</p> <p>① 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう設計することを確認した。</p> <p>屋内及び屋外において、想定される重大事故等への対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するためのアクセスルート、又は他の設備の被害状況を把握するためのアクセスルートは、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定し、迂回路も考慮して複数確保することを確認した。</p> <p>屋外アクセスルートに対する地震による影響、その他自然現象による影響を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを4台（予備1台）保管、使用することを確認した。</p> <p>&lt;本文：ロ. (3) (i) b. (C) (c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保&gt; &lt;添八：1.1.7.4(1)d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保&gt;</p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。</p> <p>これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪及び火山の影響を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。また、地滑りについては、地震による影響に抱絡される。</p> <p>屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対</p>

する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを4台（予備1台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する設計とする。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策等を行う、迂回する、又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、低温（凍結）及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。なお、融雪剤の配備等については、「添付書類十 5.1 重大事故等対策」に示す。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時の消火活動等については、「添付書類十 5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは、自然現象として選定する、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響及び生物学的事象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものとして選定する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

<本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-1-4) 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保>

<添八：1.1.7.4(1)d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保>

補足説明資料（「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて）へ詳細なアクセスルート等が示されている。

（2）試験又は検査（第43条第1項第3号）

設置許可基準規則第43条第1項3号は、重大事故等対処設備対して、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができることを要求している。

設置許可基準規則	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><b>常設及び可搬型</b> （重大事故等対処設備）</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>（第43条解釈）</p> <p>2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。</p> <p>第12条解釈（安全施設）</p> <p>第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。</p> <p>8 第4項に規定する「試験又は検査」については、次の各号によること。</p> <p>一 発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）に規定される試験又は検査を含む。）ができること。ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p> <p>二 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p> <p>三 発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p> <p>9 第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p> <p>① 重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査（機能検査等）ができるものであることを確認。</p>	<p>（2）試験及び検査（試験・検査等（第四十三条 第1項 第3号））</p> <p>① 重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。</p> <p>また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくすることを確認した。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-2) 試験・検査性&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(2) 試験・検査性&gt;</p> <p>② 具体的には、以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。</p> <p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。</p> <p>代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。</p> <p>構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放（非破壊検査含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。</p> <p>&lt;本文：口. (3) (i) b. (C) (c-4-2) 試験・検査性&gt;</p> <p>&lt;添八：1.1.7.4(2) 試験・検査性&gt;</p>

② 「重大事故等対処設備の試験・検査」に対する設計の妥当性を確認するため、各設備の構造及び系統構成を踏まえ、機能を確認するために必要な試験・検査項目が抽出され、それらの項目において実施可能な設計方針が整理されていることを確認。

【設置許可基準規則第12条「安全施設」第4項の解釈】

構築物、系統及び機器	設計方針
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること
残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること
非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計であること
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること
隔離弁	隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計であること
原子炉格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計であること
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条））

技術的能力基準1.1で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第44条及び第43条への適合性を確認する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）

2.1.1 適合方針	44-2
(1) 設置許可基準規則への適合	44-2
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	44-2
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	44-4
a. 手動による原子炉緊急停止	44-4
b. 自動による原子炉緊急停止	44-5
c. 原子炉出力抑制（自動）	44-5
d. 原子炉出力抑制（手動）	44-6
e. ほう酸水注入	44-6
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	44-8
2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	44-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	44-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	44-11
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	44-エラー! ブックマークが定義されていません。
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	44-エラー! ブックマークが定義されていません。
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	44-エラー! ブックマークが定義されていません。
2.1.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	44-12
2.1.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	44-13
2.1.3 環境条件等	44-14
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	44-14
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	44-14
2.1.4 操作性及び試験・検査性について	44-15
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	44-15
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	44-15

2.1.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)                      第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時ににおいて発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.1 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備（以下、「その他設備」という）及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.1 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 手動による原子炉緊急停止</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）</li> </ul> <p>b. 自動による原子炉緊急停止</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）</li> </ul> <p>c. 原子炉出力抑制（自動）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）</li> </ul> <p>d. 原子炉出力抑制（手動）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）</li> </ul> <p>e. ほう酸水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ほう酸水注入系ポンプ</li> <li>・ ほう酸水注入系貯蔵タンク</li> </ul> <p>f. 自動減圧の阻止</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ</li> </ul> <p>添付資料 1.1.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・ 制御棒</li> <li>・ 制御棒駆動起動（水圧起動）</li> <li>・ ほう酸水注入系配管・弁</li> <li>・ 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ</li> <li>・ 原子炉圧力容器 【その他設備】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準 1.1 での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 自動による原子炉緊急停止

確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 重大事故等対処設備（自動による原子炉緊急停止）として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。</li> </ul>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成しており、追補の概略系統図はないことを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概要図（第 6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入））に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：第 3.1-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入））</p>

<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、非常用交流電源設備、制御棒、制御棒駆動起動（水圧起動）を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>
--

**b. 手動による原子炉緊急停止**

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とすることを確認した。</li> </ul>
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成しており、追補の概略系統図はないことを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が設備の概要図（第6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入））に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：第3.1-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入））</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、非常用交流電源設備、制御棒、制御棒駆動起動（水圧起動）を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>

**c. 原子炉出力抑制（自動）**

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル3）の信号により冷却材再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）の信号により冷却材再循環ポンプ6台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。</li> </ul>
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。</p>
<p>（系統構成）</p>

- ④ ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）等で構成しており、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示すが設備の概要図（第 6.7-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図（原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制））に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：第 3.1-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図（原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制））
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

#### d. 原子炉出力抑制（手動）

##### 確認結果（柏崎刈羽 6、7）

- （設備の目的）
- ① 重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））として、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、冷却材再循環ポンプを停止させることができる設計とする。
- （機能喪失の想定）
- ③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④ ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）等で構成しており、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概要図（第 6.7-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図（原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制））に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概要図に示されている。（参照：第 3.1-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図（原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制））
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

#### e. ほう酸水注入

##### 確認結果（柏崎刈羽 6、7）

- （設備の目的）
- ① 重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸水注入系を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

## （機能喪失の想定）

- ③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。

## （系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第6.7-3 図(1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入系）（6号炉））及び第6.7-3 図(2) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入系）（7号炉））と追補の概略系統図（第1.1.5 図 ほう酸水注入系ポンプによるほう酸水注入 概要図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第6.7-3 図(1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入系）（6号炉））及び第6.7-3 図(2) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入系）（7号炉））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：第3.1-3 図(1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入系）（6号炉））及び第3.1-3 図(2) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入系）（7号炉））

## （その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、ほう酸水注入系配管・弁、高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ、原子炉圧力容器を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等がバウンダリ系統図へ示されている。（参照：第3.1-3 図(1) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入系）（6号炉））及び第3.1-3 図(2) 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（ほう酸水注入系）（7号炉））

## f. 自動減圧の阻止

## （設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（自動減圧の阻止）として、自動減圧系の起動阻止スイッチを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- 原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。

## （機能喪失の想定）

- ③ 発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合を想定していることを確認した。

## （系統構成）

- ④ 系統構成について、自動減圧系の起動阻止スイッチは、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）」に記載する。
- ⑤ 設備の概略系統図について、自動減圧系の起動阻止スイッチは、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）」に記載する。

## （その他の設備）

- ⑥ その他の設備について、自動減圧系の起動阻止スイッチは、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）」に記載する。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈）</p> <p>第44条（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）</p> <p>1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラムシステムから独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。</p> <p>① センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラムシステムから独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備することを確認。</p>	<p>① センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラムシステムから独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を重大事故等対処設備として新に整備することを確認した。</p>
<p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>② 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備することを確認。</p>	<p>② 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置として、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を重大事故等対処設備として新に整備することを確認した。また、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、冷却材再循環ポンプを停止させることができる設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。</p> <p>③ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備することを確認。</p>	<p>③ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）として、ほう酸水注入系を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>④ 原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量は増加する。これに伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備を整備することを確認。</p>	<p>④ 原子炉出力の急上昇を防止するため、自動減圧を阻止するための設備として、自動減圧系の起動阻止スイッチを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。なお、自動減圧系の起動阻止スイッチについては、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）」において、設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.1.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	<p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁または冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）までを多重化された原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であることを確認した。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の論理回路はアナログ回路であり、設計基準事故対処設備である原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されていることから、多様性を有する設計であることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> </ul>
ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	<p>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁または冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）までを多重化された原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることにより、共通要因により同時に機能を喪失しない設計であることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	<p>ほう酸水注入設備は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して、二次格納施設内の異なる区画に設置することにより位置的分散が図られており、異なる駆動源を用いることにより多様性を有していることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入系ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。</li> <li>ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉区域内の制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

44条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

**e. 保管場所（第43条第3項第5号）**

44条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備は無いことを確認した。

2.1.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電气的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ また、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電气的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.1.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時ににおいて、原子炉圧力高の信号又は原子炉水位低（レベル2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</li> </ul>
ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	<p>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、著しい炉心損傷の防止に必要な原子炉出力降下をさせるために原子炉冷却材再循環ポンプ全台※を自動停止及び手動停止できる設備であることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、想定される重大事故等時ににおいて、原子炉水位低（レベル2、レベル3）及び原子炉圧力高の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、炉心流量の急激な減少を緩和させるため、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル3）の信号により冷却材再循環ポンプ4台を自動停止し、原子炉水位低（レベル2）の信号により冷却材再循環ポンプ6台を自動停止する設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	<p>ほう酸水注入設備は、緊急停止失敗時ににおいて原子炉を未臨界にするために十分な反応度制御能力を有する設備であることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時ににおいて、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</li> </ul>

### 2.1.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて必要な機能を有効に発揮できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>
ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）、	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>
ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入計貯蔵タンク	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul>

2.1.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は検出器を多重化し、「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理で自動的に作動する設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>
ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は検出器を多重化し、「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理で自動的に作動する設計とする。</li> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>ほう酸水注入系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</li> </ul>
ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。</li> </ul>
ほう酸水注入系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> <li>ほう酸水注入系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、発電用原子炉の停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条））

技術的能力基準1.2で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第45条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）

- 2.2.1 適合方針 ..... 45-2
  - (1) 設置許可基準規則への適合 ..... 45-2
    - 1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出 ..... 45-2
    - 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性 ..... 45-4
      - i) フロントライン系故障時に用いる設備 ..... 45-5
        - a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却 ..... 45-5
      - ii) サポート系故障時に用いる設備 ..... 45-5
        - a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却 ..... 45-5
        - b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧 ..... 45-6
      - iii) 監視及び制御に用いる設備 ..... 45-6
        - a. 監視及び制御に用いる設備【第58条】 ..... 45-6
      - iv) 重大事故等の進展抑制に用いる設備 ..... 45-7
        - a. ほう酸水注入系による進展抑制 ..... 45-7
  - (2) 設置許可基準規則解釈への適合 ..... 45-8
- 2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 ..... 45-10
  - a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号） ..... 45-10
  - b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号） ..... 45-11
  - c. 共用の禁止（第43条第2項第2号） ..... 45-11
  - d. 複数の接続口（第43条第3項第3号） ..... 45-11
  - e. 保管場所（第43条第3項第5号） ..... 45-11
- 2.2.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） ..... 45-12
- 2.2.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号） ..... 45-13
- 2.2.3 環境条件等 ..... 45-14
  - a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） ..... 45-14
  - b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号） ..... 45-14
- 2.2.4 操作性及び試験・検査性について ..... 45-15
  - (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 45-15
  - (2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 45-15

2.2.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.2 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.2 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧代替注水系ポンプ</li> <li>・ 復水貯蔵槽</li> </ul> <p>ii) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> </ul> <p>b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57 条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57 条】電源設備</li> <li>・ 可搬型直流電源設備【57 条】電源設備</li> </ul> <p>iii) 監視及び制御に用いる設備</p> <p>a. 監視及び制御に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）【58 条】計装設備</li> <li>・ 原子炉圧力（通常）、原子炉圧力（SA）【58 条】計装設備</li> <li>・ 高圧代替注水系系統流量【58 条】計装設備</li> <li>・ 復水貯蔵槽水位（SA）【58 条】計装設備</li> </ul> <p>iv) 重大事故等の進展抑制に用いる設備</p> <p>a. ほう酸水注入系による進展抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ほう酸水注入系ポンプ</li> <li>・ ほう酸水注入系貯蔵タンク</li> </ul> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.2.2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>確認した。</p> <p>添付資料1.2.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッション・チェンバ【その他設備】</li> <li>・ 原子炉圧力容器【その他設備】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段に対して使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と追補の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却）として、高圧代替注水系ポンプ、復水貯蔵槽を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプにより、復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
  - ・高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。
  - ・高圧代替注水系は、常設代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 以下のとおり機能喪失の想定を行っていることを確認した。
  - ・中央制御室からの操作による起動：設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合
  - ・現場操作による起動：設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失し、かつ中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.4-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却））と追補の概略系統図（第1.2.4図 中央制御室からの高圧代替注水系起動、現場手動操作による高圧代替注水系起動 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.4-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図3.2-1 高圧代替高圧代替注水系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図3.2-1 高圧代替高圧代替注水系 系統概要図」）

ii) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却）として、原子炉隔離時冷却系ポンプを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.4-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却））と追補の概略系統図（第1.2.7図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第5.4-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却））に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図3.2-8 原子炉隔離時冷却系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図3.2-8 原子炉隔離時冷却系 系統概要図」）

**b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧）として、原子炉隔離時冷却系ポンプ、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により機能を復旧し、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
  - ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備の設計方針については、「電源設備（第57条）」にて整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電池式直流電源設備により給電している場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④及び⑤ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備の系統構成については、「電源設備（第57条）」にて整理されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、復水貯蔵槽、サブプレッション・チェンバ等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

**iii) 監視及び制御に用いる設備**

**a. 監視及び制御に用いる設備【第58条】**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（監視及び制御に用いる設備）として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉圧力（通常）、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）は原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力（通常）、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、それぞれ追補1の「第1.2.2表 重大事故等対

<p>処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・上記の事故時の計装に関する設備の設計方針については、「計装設備（第58条）」にて整理されていることを確認した。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合の使用を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、計装設備のため、比較する対象はないことを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が「計装設備（第58条）」において重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図等（第6.4-1 図から第6.4-3 図）に記載されていることを確認した。</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>
---

**iv) 重大事故等の進展抑制に用いる設備**  
**a. ほう酸水注入系による進展抑制**

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による進展抑制）として、ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 設備の概略系統図（第5.4-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（ほう酸水注入系による進展抑制））と追補の概略系統図（第1.2.10 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水（ほう酸水注入系貯蔵タンク使用））が整合していることを確認した。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第5.4-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（ほう酸水注入系による進展抑制））に記載されていることを確認した。</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。</p>

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈）                      第45条（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）                      1 第45条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。                      （1）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p>	
<p>a) 可搬型重大事故防止設備                      i) 現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>① 人力による操作が容易でない場合（※）、可搬型重大事故等対処設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備を配備することを確認。</p>	<p>① b) 現場操作 ①に示すとおり、（1）b）i）の人力による措置が容易に行える場合に該当することから、可搬型重大事故等対処設備を設けないことを確認した。</p>
<p>b) 現場操作                      i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。                      ※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間</p>	<p>① 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とすることを確認した。また、人力による措置は容易に行える設計とすることを確認した。                      補足説明資料において、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の現場手動操作の成立性が示されている。原子炉隔離時冷却系の現場手動操作については、直流電源喪失時にはポンプ室内に蒸気が漏れいするため、入室は起動時のみとし、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）の装着により操作可能とすることが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>のこと。</p> <p>① 現場での操作が行えるように、現場での人力による弁（弁のみならず全ての必要な）操作により、RCIC等の起動及び十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備していることを確認。</p>	

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.2.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ	高圧代替注水系ポンプは、タービン駆動であり、電動機駆動である設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系ポンプに対して、多様性を有していること、高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は、常設代替直流電源設備からの給電及び現場での手動操作を可能とすることにより、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備から給電される高圧炉心注水系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有していること、高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋内の高圧炉心注水ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプとは異なる区画に設置することにより位置的分散が図られていることを確認した。 以下の設計方針であることを確認した。 ・ 高圧代替注水系は、高圧炉心注水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで、電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心注水系に対して多様性を有する設計とする。また、高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は、常設代替直流電源設備からの給電及び現場において人力により、ポンプの起動に必要な弁を操作できることで、非常用交流電源設備から給電される高圧炉心注水系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して、多様性を有する設計とする。 ・ 高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉区域内の高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと異なる区画に設置することで、高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 補足説明資料において、設計基準事故対処設備と高圧代替注水系の多様性、位置的分散について示されている。（表3.2-7参照）
原子炉隔離時冷却系 （現場操作での弁の手動操作による起動）	原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場での手動操作を可能とすることで、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して、多様性を有する設計とすることを確認した。 原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場において人力による手動操作を可能とすることで、非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とすることを確認した。

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

45条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

45条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

45条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

**e. 保管場所（第43条第3項第5号）**

45条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

2.2.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧代替注水系は、通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 高圧代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし、高圧代替注水系ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。</li> </ul>
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。</li> </ul>

2.2.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ	高圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等において、十分な期間にわたって原子炉水位を維持し、炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とすることを確認した。
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。

2.2.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 高圧代替注水系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 高圧代替注水系は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.2-2参照）
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.2-10参照）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ	中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合において、高圧代替注水系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で人力により可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、高圧代替注水系の現場操作の整備について、操作場所、操作対象弁等が示されている。（3.2.3参照）
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系を起動できない場合において、原子炉隔離時冷却系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、防護具を装着することで設置場所で人力により可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備について、操作場所、操作対象弁等が示されている。（3.2.4参照）

## 2.2.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系は、想定される重大事故等時において、通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・高圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより弁を操作することで、起動が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室から操作可能な設計とする。</li> <li>・高圧代替注水系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。</li> </ul>
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</li> <li>・原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。</li> </ul>

### （2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
高圧代替注水系 高圧代替注水系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・高圧代替注水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> <li>・高圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.2-4参照）
原子炉隔離時冷却系 原子炉隔離時冷却系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> <li>・原子炉隔離時冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条））

技術的能力基準1.3で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第46条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条）

2.3.1 適合方針	46-2
（1）設置許可基準規則への適合	46-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	46-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	46-4
i）フロントライン系故障時に用いる設備	46-5
a. 原子炉減圧の自動化	46-5
b. 手動による原子炉減圧	46-6
ii）サポート系故障時に用いる設備	46-7
ii-1）常設直流電源系統喪失時の減圧	46-7
a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	46-7
b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	46-7
ii-2）逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧	46-8
ii-3）代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧	46-9
a. 代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧	46-9
b. 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧	46-9
iii）炉心損傷時における高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	46-10
iv）インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備	46-10
（2）設置許可基準規則解釈への適合	46-11
2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	46-13
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	46-13
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	46-14
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	46-14
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	46-14
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	46-14
2.3.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	46-15
2.3.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	46-16
2.3.3 環境条件等	46-17
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	46-17
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	46-18
2.3.4 操作性及び試験・検査性について	46-19
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	46-19
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	46-21

2.3.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)</p> <p>第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.3 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.3 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 原子炉減圧の自動化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）</li> <li>・逃がし安全弁</li> </ul> <p>b. 手動による原子炉減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> </ul> <p>ii) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>ii-1) 常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・可搬型直流電源設備（電源車）【57 条】電源設備</li> <li>・AM 用切替装置（SRV）</li> </ul> <p>b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・逃がし安全弁用可搬型蓄電池</li> </ul> <p>ii-2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・高圧窒素ガスポンプ</li> </ul> <p>ii-3) 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧</p> <p>a. 代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・可搬型直流電源設備（電源車）【57 条】電源設備</li> </ul> <p>b. 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・代替交流電源設備【57 条】電源設備</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>iii) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止                      &lt; i ) b. と同じ &gt;</p> <p>iv) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・逃がし安全弁</li> <li>・原子建屋ブローアウトパネル</li> <li>・高圧炉心注水系注入隔離弁</li> </ul> <p>添付資料 1.3.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。                      補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・常設代替直流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段に対して使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と追補の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備  
a. 原子炉減圧の自動化

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、逃がし安全弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。
  - ・ 原子炉緊急停止失敗時に自動減圧が作動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、を阻止する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による減圧は自動で行うものであり、本件に係る手順は不要であることから、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.5-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源設備による復旧）、第6.8-1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備概要図（原子炉減圧の自動化））に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図3.3-3 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）説明図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 手動による原子炉減圧

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）として、逃がし安全弁を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としては、中央制御室における逃がし安全弁の開操作のみであり、追補の概略系統図はないことを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.5-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源設備による復旧））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図3.3-1 逃がし安全弁、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータ 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源※等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。（※電源については、【電源（第57条）】において整理されている。）

ii) サポート系故障時に用いる設備

ii-1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、逃がし安全弁、可搬型直流電源設備（電源車）、AM用切替装置（SRV）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 可搬型直流電源設備（電源車）は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、AM用切替装置（SRV）を切り替えることにより、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。
 その他の可搬型直流電源設備（電源車）の設計については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.5-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の機能回復、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復））と追補の概略系統図（第1.3.5図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 概要図）が整合していることを確認した。また、可搬型直流電源設備（電源車）による給電については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第5.5-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の機能回復、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復））に記載されていることを確認した。また、可搬型直流電源設備（電源車）による給電については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）として、逃がし安全弁、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.5-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の機能回復、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復））と追補の概略系統図（第1.3.7図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第5.5-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の機能回復、逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復））に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

ii-2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧）として、逃がし安全弁、高圧窒素ガスポンプを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 高圧窒素ガス供給系は、高圧窒素ガスポンプを用いて、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。
  - ・ 高圧窒素ガスポンプの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンプの切替え及び取替えが可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第6.8-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧））と追補の概略系統図（図1.3.11 高圧窒素ガスポンプによる逃がし安全弁駆動源確保 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が設備の概略系統図（第6.8-2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図3.3-6 高圧窒素ガス供給系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外の重大事故等対処設備はないことを確認した。

ii-3) 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧  
a. 代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（代替直流電源設備による逃がし安全弁の復旧）として、逃がし安全弁、可搬型直流電源設備（電源車）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 逃がし安全弁は、可搬型直流電源設備（電源車）により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。
可搬型直流電源設備（電源車）の設計方針については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）及び（その他の設備）については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

b. 代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故防止設備（代替交流電源設備による逃がし安全弁の復旧）として、逃がし安全弁、代替交流電源設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。
代替交流電源設備の設計方針については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）及び（その他の設備）については、【電源（第57条）】において整理されていることを確認した。

iii) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

確認結果（柏崎刈羽 6、7）
原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を使用する。本系統は「i）b. 逃がし安全弁の手動操作による減圧」と同じであることを確認した。

iv) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備

確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備）として、逃がし安全弁、原子炉建屋ブローアウトパネル、高圧炉心注水系注入隔離弁を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。</li> <li>・ 原子炉建屋ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることのできる設計とする。</li> <li>・ 高圧炉心注水系注入隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ インターフェイスシステム LOCA の発生時を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>逃がし安全弁による減圧に係る系統は「i）b. 逃がし安全弁の手動操作による減圧」と同じであることを確認した。また、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する高圧炉心注水系注入隔離弁については、高圧炉心注水系の一部として「非常用炉心冷却系」において整理されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図に示されている。（参照：「図 3.3-1 逃がし安全弁、逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータ 系統概要図」、「図 3.3-9 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要図」、「図 3.3-10 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁 系統概要図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源※等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。（※電源については、【電源（第57条）】において整理されている。）</p>

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈） 第46条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備） 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（1）ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること。</p> <p>① 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けることを確認。</p>	<p>① 逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設け、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を開放させる設計とすることを確認した。</p>
<p>（2）可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p> <p>② 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備することを確認。</p>	<p>② 常設直流電源系統喪失時においても、逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設け、逃がし安全弁の作動に必要な電源を供給できる設計とすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p> <p>③ 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備することを確認。</p>	<p>③ 逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ガス供給系を設け、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p> <p>④ 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動することを確認。</p>	<p>④ 高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時に機能喪失しないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮すること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
逃がし安全弁	<p>設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備である逃がし安全弁は、電磁弁の電源をAM用切替装置(SRV)を用いて可搬型直流電源設備（電源車）又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池から給電すること、駆動用窒素を高圧窒素ガスポンペから供給すること、これらにより、弁の駆動方法の観点から、常設直流電源系統及びアキュムレータを用いた弁操作に対して多様性を有していることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備からの給電により作動することで、非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。</li> </ul>
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	<p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、アナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有するとともに、自動減圧系の制御盤とは別の制御盤に収納すること位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、論理回路をアナログ回路で構築することで、デジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。</li> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・ 自動減圧系の起動阻止スイッチは、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
高圧窒素ガス供給系 高圧窒素ガスポンベ	高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の二次格納施設外に分散して保管し、原子炉格納容器内の逃がし安全弁のアクムレータと位置的分散を図ることを確認した。 高圧窒素ガスポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の自動減圧機能用アクムレータ及び逃がし弁機能用アクムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋の二次格納施設外に保管し、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及び直流125V蓄電池Bと位置的分散を図ることを確認した。 以下の設計方針であることを確認した。 ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、蓄電池（非常用）及びAM用直流125V蓄電池に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。 ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋内の原子炉区域外及びコントロール建屋と異なる区画の原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管することで、コントロール建屋の蓄電池（非常用）及び原子炉建屋内の原子炉区域外のAM用直流125V蓄電池と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

46条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置することを確認した。

46条で整理する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから対象外としている。

**e. 保管場所（第43条第3項第5号）**

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
高圧窒素ガス供給系 高圧窒素ガスポンベ	高圧窒素ガスポンベは、予備のポンベも含めて、原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管及び設置することで、原子炉格納容器内の自動減圧機能用アクムレータ及び逃がし弁機能用アクムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋内の原子炉区域外及びコントロール建屋と異なる区画の原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管することで、コントロール建屋の蓄電池（非常用）及び原子炉建屋内の原子炉区域外のAM用直流125V蓄電池と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.3.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

逃がし安全弁	逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、自動減圧系とは別の制御盤に収納することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが、自動減圧系と電気的な隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、他の設備と電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>自動減圧系の起動阻止スイッチは、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）と自動減圧系でスイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
AM 用切替装置（SRV）	AM 用切替装置（SRV）は、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
原子炉建屋ブローアウトパネル	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋ブローアウトパネルは、他の設備と独立して作動することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放動作により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
高圧炉心注水系注入隔離弁	高圧炉心注水系注入隔離弁を含む高圧炉心注水系は、設計基準事故対処設備として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
高圧窒素ガス供給系 高圧窒素ガスポンベ	高圧窒素ガス供給系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、治具による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

### 2.3.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

逃がし安全弁	逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており、設計基準事故対処設備としての弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないよう有効燃料棒頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。</li> <li>また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系による注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に作動する設計とする。</li> </ul>
原子炉建屋ブローアウトパネル	原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して、に必要な容量を有する設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、逃がし安全弁2個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを6号及び7号炉それぞれで1セット1個使用する。</li> <li>保有数は6号及び7号炉それぞれで1セット1個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個（6号及び7号炉共用）の合計3個を保管する。</li> </ul>
高圧窒素ガス供給系（非常用） 高圧窒素ガスポンペ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンペは想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを1セット5個使用する。</li> <li>保有数は、1セット5個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として20個の合計25個を保管する。</li> </ul>

### 2.3.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
逃がし安全弁	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ また、原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより、逃がし安全弁近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.3-2を参照）</p>
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.3-9を参照）</p>
AM用切替装置（SRV）	<p>AM用切替装置（SRV）は、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.3-12を参照）</p>
高圧炉心注水系注入隔離弁	<p>高圧炉心注水系ポンプ及び高圧炉心注水系注入隔離弁は、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.3-24を参照）</p>
原子炉建屋ブローアウトパネル	<p>原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉区域と屋外との境界に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.3-24を参照）</p>
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	<p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋内の原子炉区域外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.3-12を参照）</p>
高圧窒素ガス供給系 高圧窒素ガスポンベ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。</li> <li>・ 高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉区域外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮し</li> </ul>

	<p>た設計とする。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表 3.3-18 を参照）</p>
--	---

**b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
逃がし安全弁	逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	自動減圧系の起動阻止スイッチの操作は、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
AM用切替装置（SRV）	AM用切替装置（SRV）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。
高圧炉心注水系注入隔離弁	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧炉心注水系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> <li>・ また、高圧炉心注水系注入隔離弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人により確実に操作が可能な設計とする。</li> </ul>

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	逃がし安全弁用可搬型蓄電池の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
高圧窒素ガス供給系（非常用） 高圧窒素ガスポンベ	高圧窒素ガスポンベの予備との取替え及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

### 2.3.4 操作性及び試験・検査性について

#### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
逃がし安全弁	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、4個の逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。</li> <li>・ 自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作が可能な設計とする。</li> </ul>
AM用切替装置（SRV）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ AM用切替装置（SRV）は、想定される重大事故等時において、通常の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ AM用切替装置（SRV）は、中央制御室にて操作が可能な設計とする。</li> </ul>
高圧炉心注水系注入隔離弁	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧炉心注水系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。</li> <li>・ 高圧炉心注水系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> <li>・ また、高圧炉心注水系注入隔離弁は、中央制御室から操作できない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人により確実に操作が可能な設計とする。</li> </ul>
原子炉建屋ブローアウトパネル	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・ 原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉区域内と外気との差圧により自動的に開放する設計とする。</li> </ul>

46条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。</li> <li>・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</li> </ul>
高圧窒素ガス供給系 高圧窒素ガスポンペ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンペは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。</li> <li>・ 高圧窒素ガスポンペを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
逃がし安全弁	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ また、逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.3-4参照）</p>
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	<p>代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）、校正及び設定値確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.3-10参照）</p>
AM用切替装置（SRV）	<p>AM用切替装置（SRV）は、発電用原子炉の停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.3-15参照）</p>
高圧炉心注水系注入隔離弁	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧炉心注水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ また、高圧炉心注水系ポンプ及び高圧炉心注水系注入隔離弁は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
原子炉建屋ブローアウトパネル	<p>原子炉建屋ブローアウトパネルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.3-25参照）</p>
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	<p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.3-14参照）</p>
高圧窒素ガス供給系 高圧窒素ガスポンペ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧窒素ガス供給系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ また、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンペは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.3-20参照）</p>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条））

技術的能力基準1.4で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第47条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）

2.4.1 適合方針	47-3
（1）設置許可基準規則への適合	47-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	47-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	47-5
i）発電用原子炉運転中に用いる設備	47-6
a. フロントライン系故障時に用いる設備	47-6
(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-6
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-6
b. サポート系故障時に用いる設備	47-7
(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-7
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-7
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	47-7
c. 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備	47-8
(a) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却	47-8
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却	47-8
ii）原子炉運転停止中に用いる設備	47-9
a. フロントライン系故障時に用いる設備	47-9
(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-9
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	47-9
b. サポート系故障時に用いる設備	47-9
(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	47-9
(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	47-9
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	47-9
（2）設置許可基準規則解釈への適合	47-11
2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	47-12
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	47-12
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	47-13
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	47-14
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	47-14
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	47-14

- 2.4.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） ..... 47-15
- 2.4.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号） ..... 47-16
- 2.4.3 環境条件等 ..... 47-17
  - a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） ..... 47-17
  - b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号） ..... 47-18
- 2.4.4 操作性及び試験・検査性について ..... 47-19
  - （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 47-19
  - （2）試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 47-20

2.4.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準1.4により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準1.4により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 原子炉運転中に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水移送ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> </ul> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> </ul> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&lt;a. (a)の設備と同じ&gt;</li> </ul> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&lt;a. (b)の設備と同じ&gt;</li> </ul> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・残留熱除去系ポンプ</li> <li>・常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>c. 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&lt;a. (a)の設備と同じ&gt;</li> </ul> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&lt;a. (b)の設備と同じ&gt;</li> </ul> <p>ii) 原子炉運転停止中に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&lt;i) a. (a)の設備と同じ&gt;</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却                      &lt; i ) a. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>b. サポート系故障時に用いる設備                      (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却                      &lt; i ) a. (a)の設備と同じ&gt;</p> <p>(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却                      &lt; i ) a. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧                      ・ 残留熱除去系ポンプ                      ・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</p> <p>添付資料 1.4.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。                      補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器【その他設備】</li> <li>・ 非常用交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ サプレッション・チェンバ【その他設備】</li> <li>・ 原子炉補機冷却系</li> <li>・ 代替原子炉補機冷却水系【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉压力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 発電用原子炉運転中に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却）として、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
  - ・低圧代替注水系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.6-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（常設））と追補の概略系統図（第 1.4.7 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 5.6-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（常設））に記載されていることを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.4-1 低圧代替注水系（常設）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.4-1 低圧代替注水系（常設）系統概要図」）

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却）として、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。
  - ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・低圧代替注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.6-2 図(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（可搬型））と追補の概略系統図（第 1.4.12 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 5.6-2 図(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（可搬型））に記載されていることを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.4-3 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.4-3 低圧代替注水系（常設）系統概要図」）

**b. サポート系故障時に用いる設備**

**(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。本系統は「a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

**(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。本系統は「a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

**(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧）として、残留熱除去系ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・残留熱除去系（低圧注水モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。
  - ・本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.6-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替交流電源設備を用いた低圧注水系の復旧））と追補の概略系統図（第1.4.25図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.6-3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替交流電源設備を用いた低圧注水系の復旧））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.4-5 残留熱除去系（低圧注水モード）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ 以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、サプレッション・チェンバ、原子炉補機冷却系、代替原子炉補機冷却水系等を重大事故等対処設備として使用することを

確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.4-5 残留熱除去系（低圧注水モード）系統概要図」）

**c. 熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備**

**(a) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却）として、復水移送ポンプを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・低圧代替注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合を想定していることを確認した。  
（系統構成）及び（その他の設備）については、「a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」と同じであることを確認した。

**(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却）として、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）等を使用することを確認した。
- ① 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ② 炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合を想定していることを確認した。  
（系統構成）及び（その他の設備）については、「a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水」と同じであることを確認した。

ii) 原子炉運転停止中に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）
原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。本系統は「i）a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽 6、7）
原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。本系統は「i）a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）
原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。本系統は「i）a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）
原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合において、発電用原子炉の冷却を行うための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。本系統は「i）a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧）として、残留熱除去系ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、冷却材を原子炉圧力容器から熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。</li> <li>・ 本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p>

- ③ 原子炉停止中において全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合を想定していることを確認した。  
 （系統構成）
- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.6-4 図(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替電源設備を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧）と追補の概略系統図（第1.4.28 図 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第5.6-4 図(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（代替電源設備を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧）に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.4-6 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統概要図」）
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉圧力容器等を使用することを確認した。また、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却系、代替原子炉補機冷却水系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
 補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.4-6 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統概要図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈） 第47条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備） 1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（1）重大事故防止設備 a）可搬型重大事故防止設備を配備すること。 ① 可搬型重大事故防止設備を配備することを確認。</p>	<p>① 可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水）として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>b）炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。 ② 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置することを確認。</p>	<p>② 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
<p>c）上記a）及びb）の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 ③ 上記①及び②の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>③ 低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られたものであることを確認した。 具体的には、「2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて整理。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.4.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	<p>復水移送ポンプは、空冷式の第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電による電動機駆動であり、復水貯蔵槽を水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）に対して多様性を有していること、さらに、復水移送ポンプは、残留熱除去系ポンプとは異なる建屋に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧代替注水系（常設）は、残留熱除去系（低圧注水モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ また、低圧代替注水系（常設）は、復水貯蔵槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）に対して異なる水源を有する設計とする。</li> <li>・ 復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・ 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と高圧代替注水系の多様性、位置的分散について示されている。（表3.4-2参照）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	<p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼル駆動であり、淡水（防火水槽及び淡水貯水池）又は海水を水源とすることにより、非常用母線からの交流電源による電動機駆動でありサプレッション・チェンバを水源とする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）に対して多様性を有していること、さらに、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外に保管することにより、建屋内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること、想定される重大事故等に対処するために必要な容量を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>・ また、低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水貯蔵槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</li> <li>・ 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と高圧代替注水系の多様性、位置的分散について示されている。（表3.4-10参照）</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

47条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

47条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・6号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋東側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。</li> <li>・7号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋北側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。</li> </ul>

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.4.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	低圧代替注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系の各モードは、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.4.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計することを確認した。
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故等対処設備と同仕様で設計することを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを1セット4台使用する。</li> <li>・ 保有数は、6号及び7号炉共用で4セット16台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計17台を保管する。</li> <li>・ また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</li> </ul>

### 2.4.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 低圧代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.4-4参照）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.4-12参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 低圧代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.4-8参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.4-13参照）

2.4.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧代替注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> </ul>
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。</li> <li>・ 残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧代替注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
低圧代替注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ 低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.4-6参照）
低圧代替注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・ また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.4-14参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第48条））

技術的能力基準1.5で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第48条及び第43条への適合性を確認する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（第48条）

- 2.5.1 適合方針 ..... 48-2
  - (1) 設置許可基準規則への適合 ..... 48-2
    - 1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出 ..... 48-2
    - 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性 ..... 48-4
      - i) フロントライン系故障時に用いる設備 ..... 48-5
        - a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ..... 48-5
        - b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ..... 48-6
      - ii) サポート系故障時に用いる設備 ..... 48-7
        - a. 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ..... 48-7
  - (2) 設置許可基準規則解釈への適合 ..... 48-8
- 2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 ..... 48-11
  - a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号） ..... 48-11
  - b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号） ..... 48-11
  - c. 共用の禁止（第43条第2項第2号） ..... 48-12
  - d. 複数の接続口（第43条第3項第3号） ..... 48-12
  - e. 保管場所（第43条第3項第5号） ..... 48-12
- 2.5.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） ..... 48-13
- 2.5.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号） ..... 48-13
- 2.5.3 環境条件等 ..... 48-14
  - a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） ..... 48-14
  - b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号） ..... 48-14
- 2.5.4 操作性及び試験・検査性について ..... 48-15
  - (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 48-15
  - (2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 48-16

2.5.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.5 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.5 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置【50条】</li> <li>・よう素フィルタ【50条】</li> <li>・ラプチャーディスク【50条】</li> </ul> <p>b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系</li> </ul> <p>ii) サポート系故障時に用いる設備</p> <p>a. 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱交換器ユニット</li> <li>・大容量送水車（熱交換器ユニット用）</li> </ul> <p>なお、必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.5.2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.5.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 代替所内電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 常設代替直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 原子炉格納容器【その他設備】</li> <li>・ 海水貯留堰【その他設備】</li> <li>・ スクリーン室【その他設備】</li> <li>・ 取水路【その他設備】</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器【50条】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。                  ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、系統概略図（該当設備のみ）と技術的能力審査基準の系統概略図が整合していることを確認。                  ⑤ ①で示す設備が系統図に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>＜BWRの場合＞                  例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。                  （ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、フィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクを使用することを確認した。
  - ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
    - ・格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。
    - ・格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。
- なお、その他の格納容器圧力逃がし装置の設計方針については、設置許可基準規則第50条で整理する。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.10-1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第1.5.4図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（第5.10-1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.5-3 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.5-3 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、耐圧強化ベント系を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・耐圧強化ベント系は、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。
  - ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。
  - ・耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とし、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。
  - ・耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。
  - ・耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。
  - ・遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を配置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については遠隔空気駆動弁操作作用ボンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由し、高圧窒素ガスを供給することによる操作も可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作も可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。
  - ・本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

補足説明資料において、耐圧強化ベント系の流路となる配管については、ラプチャーディスクを設置しない設計とすることが示されている。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.10-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第 1.5.29 図 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が系統概略図（第 5.10-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.5-4 耐圧強化ベント系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.5-4 耐圧強化ベント系 系統概要図」）

ii) サポート系故障時に用いる設備

a. 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 代替原子炉補機冷却系は、代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、サブレーション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。
  - ・ 熱交換器ユニットは、可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
  - ・ 大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ(4kL)により補給できる設計とする。
  - ・ 熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.10-3図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第1.5.32図 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①に示す設備が概略系統図（第5.10-3図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として残留熱除去系熱交換器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈） 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備） 1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>①炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備することを確認。</p>	<p>①設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。</p> <p>最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、重大事故防止設備（代替原子炉補機冷却系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系）を設けることを確認した。</p>
<p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>	<p>多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることについては、「2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認した。</p>
<p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>②取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余</p>	<p>②最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いた代替原子炉補機冷却系を整備する方針であることを確認した。なお、時間余裕の観点については、有効性評価「2.4 崩壊熱除去機能喪</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができることを確認。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮することを確認。</p>	<p>失」で確認した。 加えて、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を整備する方針であることを確認した。</p>
<p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p> <p>③格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うことを確認。</p> <p>(参考：50条3b))</p> <p>b) 格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例え</p>	<p>③格納容器圧力逃がし装置が第50条1b)と同一の設備であることを確認した。また、可燃性ガスによる爆発防止対策等を行う方針としていることを確認することにより、耐圧強化ベント系が、第50条1b)に準ずることを確認した。なお、耐圧強化ベント系の第50条1b)に準ずる設計方針は、前述の「2.5.1(1)2) i) b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」に示した。</p> <p>また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととすることを確認した。なお、有効性評価 炉心損傷防止対策において敷地境界での線量評価が5mSv以下であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>ば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>（参考：実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 2.2.1 (6)）</p> <p>（6）格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を確認する。</p>	

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。なお、格納容器圧力逃がし装置については、設置許可基準規則第50条においても設計基準事故対処設備である残留熱除去系が喪失した場合に使用する設備であるため設置許可基準規則第43条への適合性については、設置許可基準規則第50条で整理する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.5.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が配置図として示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
耐圧強化ベント系	<p>耐圧強化ベント系は、代替電源からの給電とし、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対して電源の多様性を有していること、原子炉建屋内の設計基準事故対処設備である残留熱除去系と離れた位置に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とする。</li> <li>・耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とする。</li> <li>・耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と代替原子炉補機冷却系の多様性、位置的分散について示されている。（表3.5-11参照）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

48条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>代替原子炉補機冷却に用いる熱交換器ユニットを代替電源からの給電とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）をディーゼル駆動とすることにより、非常用電源から給電される設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプに対して電源の多様性を有していることを確認した。</p> <p>また、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋内の設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプと離れた屋外に保管及び設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性及び独立性を有する設計とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性</li> </ul>

	<p>を有する設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替原子炉補機冷却系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。</li> <li>・代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋、原子炉建屋、主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器、原子炉建屋内及び屋外に設置される耐圧強化ベント系並びに格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と代替原子炉補機冷却系の多様性、位置的分散について示されている。（表 3.5-9 参照）</p>
--	---

c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）

48 条で整理する常設重大事故等対処設備は、2 以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置することを確認した。48 条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット）	<p>熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却系 A 系に接続する接続口と、原子炉補機冷却系 B 系に接続する接続口をそれぞれ設けることとし、6 号炉についてはタービン建屋北側屋外に 1 箇所、タービン建屋西側屋外に 1 箇所、7 号炉については、タービン建屋西側屋外に 1 箇所、タービン建屋南側屋外に 1 箇所設置し、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・また、残留熱除去系 A 系及び B 系いずれもサプレッション・チェンバの除熱が可能であるため、原子炉補機冷却系 A 系及び B 系でそれぞれ接続口を設けることが可能な設計とする。</li> </ul>

e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）

48 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋、原子炉建屋、主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ及び熱交換器、原子炉建屋内及び屋外に設置される耐圧強化ベント系並びに格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p>

2.5.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

a. 悪影響防止

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替原子炉補機冷却系は、通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系は、通常時は弁により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.5.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	代替原子炉補機冷却系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とすることを確認した。 また、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉又は原子炉格納容器内の除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とすることを確認した。
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系は、原子炉停止後約16時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

48条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は号炉当たり2セット確保し、さらに故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、1セットを確保することで、必要な容量を確保した設計とすることを確認した。

	<p>具体的には以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット1セット1式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1セット1台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4式に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）の合計5式を保管する。</li> <li>・大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台を保管する。</li> </ul>
--	--

2.5.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.5-4参照）</p>
耐圧強化ベント系	<p>耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</p> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.5-14参照）</p>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・熱交換器ユニットの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</li> <li>・代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</li> <li>・大容量送水車（熱交換器ユニット用）の熱交換器ユニットとの接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.5-8参照）</p>
耐圧強化ベント系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置することにより、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作ポンプの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由した高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能</li> </ul>

	<p>な設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表 3.5-19 参照）</p>
--	--

2.5.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替原子炉補機冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>・熱交換器ユニットを接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</li> <li>・大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットとの接続は、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</li> </ul>
耐圧強化ベント系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁には、遠隔手動弁操作設備を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備を設置するとともに、操作場所を原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替原子炉補機冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替原子炉補機冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> <li>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.5 -6 参照）</p>
耐圧強化ベント系	<p>耐圧強化ベント系は、発電用原子炉の停止中に弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.5 -16 参照）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条））

技術的能力基準 1.6 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 49 条及び第 43 条への適合性を確認する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備（第49条）

2.6.1 適合方針	49-3
（1）設置許可基準規則への適合	49-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	49-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	49-5
i）炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備	49-6
a. フロントライン系故障時に用いる設備	49-6
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	49-6
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	49-7
b. サポート系故障時に用いる設備	49-8
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	49-8
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	49-8
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧	49-8
(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	49-9
ii）原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備	49-10
a. フロントライン系故障時に用いる設備	49-10
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	49-10
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	49-10
b. サポート系故障時に用いる設備	49-11
(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	49-11
(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	49-11
(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧	49-11
(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	49-11
（2）設置許可基準規則解釈への適合	49-12
2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	49-14
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	49-14
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	49-15
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	49-16
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	49-16
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	49-16

2.6.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	49-17
2.6.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	49-18
2.6.3 環境条件等	49-19
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	49-19
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	49-20
2.6.4 操作性及び試験・検査性について	49-21
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	49-21
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	49-22

2.6.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)</p> <p>第四十九条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.6 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.6 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水移送ポンプ</li> <li>・ 復水貯蔵槽</li> </ul> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）</li> </ul> <p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&lt;a. (a)の設備と同じ&gt;</li> </ul> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&lt;a. (b)の設備と同じ&gt;</li> </ul> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系ポンプ</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57 条】電源設備</li> </ul> <p>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系ポンプ</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57 条】電源設備</li> </ul> <p>ii) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備</p> <p>a. フロントライン系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&lt;i) a. (a)の設備と同じ&gt;</li> </ul> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>&lt;i) a. (b)の設備と同じ&gt;</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>b. サポート系故障時に用いる設備</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却                      &lt; i ) b. (a)の設備と同じ&gt;</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却                      &lt; i ) b. (b)の設備と同じ&gt;</p> <p>(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧                      &lt; i ) b. (c)の設備と同じ&gt;</p> <p>(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧                      &lt; i ) b. (d)の設備と同じ&gt;</p> <p>上記 ii ) a. (a)及び(b)並びに b. (a)～(d)に該当する手順に用いる設備は、 i ) a. (a)及び(b)並びに b. (a)～(d)に該当する手順に用いる設備と兼用していることを確認した。（49条解釈（2）兼用を参照）</p> <p>添付資料1.6.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器【その他設備】</li> <li>・ サプレッション・チェンバ【その他設備】</li> <li>・ 非常用交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 原子炉補機冷却水系</li> <li>・ 代替原子炉補機冷却系【48条】最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

## 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却）として、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を格納容器スプレイ・ヘッドからドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合には、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。
  - ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.2-1図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却））と追補の概略系統図（第1.6.7図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.2-1図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）系統概要図」）

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却）として、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合には、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。
  - ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.2-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却））と追補の概略系統図（第 1.6.11 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図（交流電源が確保されている場合）及び第 1.6.14 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図（全交流動力電源が喪失している場合））が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 9.2-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-3 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-3 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）系統概要図」）

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。本系統は「a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。本系統は「a. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧）として、残留熱除去系ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。
  - ・本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.2-3 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧））と追補の概略系統図（第 1.6.16 図 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 9.2-3 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-6 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ 以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、サブプレッション・チェンバ、原子炉補機冷却系、代替原子炉補機冷却水系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.6-6 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）系統概要図」）

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ⑦ 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧）として、残留熱除去系ポンプ、常設代替交流電源設備を使用することを確認した。
- ⑧ 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。
  - ・ 本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ⑨ 全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が起動できない場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ⑩ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.2-4 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧））と追補の概略系統図（第1.6.18 図 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・チェンバ・プールの除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑪ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.2-4 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-7 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑫ 以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、サブプレッション・チェンバ、残留熱除去系熱交換器、原子炉補機冷却系、代替原子炉補機冷却水系等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.6-7 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）系統概要図」）

ii) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。本系統は「i) a. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。本系統は「i) a. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。本系統は「i）b. (a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。本系統は「i）b. (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却」と同じであることを確認した。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を使用する。本系統は「i）b. (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧」と同じであることを確認した。

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が機能喪失した場合において、原子炉格納容器内の冷却を行うための重大事故等対処設備として、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を使用する。本系統は「i）b. (c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧」と同じであることを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈） 第49条（原子炉格納容器内の冷却等のための設備） 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>（1）重大事故等対処設備 a）設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>① 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失した場合における格納容器スプレイ代替注水設備が配備されていることを確認。</p>	<p>① 設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）の機能喪失又はサプレッション・チェンバのプール水を水源として使用できない場合に、炉心の著しい損傷を防止するため重大事故等対処設備（格納容器スプレイ代替注水設備）として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を整備するとしており、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
<p>b）上記 a）の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>② 格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認。</p>	<p>② 格納容器スプレイ代替注水設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていることを確認した。 具体的には、「2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて整理。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(2) 兼用 a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>	<p>③ 炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	<p>復水移送ポンプは、空冷式の第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電による電動機駆動であり、復水貯蔵槽を水源とすることにより、非常用母線からの交流電源による電動機駆動でありサプレッション・チェンバを水源とする設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有していること、さらに、復水移送ポンプは、残留熱除去系ポンプとは異なる建屋に設置することにより独立性を有し、位置的分散が図られていること</p> <p>を確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、復水貯蔵槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。</li> <li>復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性、位置的分散について示されている。（表3.6-2参照）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	<p>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼル駆動であり、淡水（防火水槽及び淡水貯水池）又は海水を水源とすることにより、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有していること、また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外に保管することにより、建屋内に設置する残留熱除去ポンプに対して独立性を有し、位置的分散が図られていること</p> <p>を確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び復水貯蔵槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の多様性、位置的分散について示されている。（表3.6-10参照）</p>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

47条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置することを確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・6号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋東側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。</li> <li>・7号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋北側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。</li> </ul>

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.6.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系の各モードは、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.6.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。 ・ また、復水移送ポンプは、想定される重大事故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有するものを1セット4台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で4セット16台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計17台を保管する。 ・ また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

### 2.6.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.6-4参照）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.6-12参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> <li>・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.6-8参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	残留熱除去系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> <li>・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.6-13参照）

## 2.6.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> </ul>
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。</li> <li>残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>

49条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中に、分解及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.6-6参照）
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・ また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.6-14参照）
残留熱除去系 残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 ・ 残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条））

技術的能力基準 1.7 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第50条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（第50条）

- 2.7.1 適合方針 ..... 50-2
  - (1) 設置許可基準規則への適合 ..... 50-2
    - 1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出 ..... 50-2
    - 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性 ..... 50-4
      - a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ..... 50-5
      - b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ..... 50-6
  - (2) 設置許可基準規則解釈への適合 ..... 50-7
- 2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 ..... 50-16
  - a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号） ..... 50-16
  - b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号） ..... 50-16
  - c. 共用の禁止（第43条第2項第2号） ..... 50-17
  - d. 複数の接続口（第43条第3項第3号） ..... 50-17
  - e. 保管場所（第43条第3項第5号） ..... 50-17
- 2.7.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） ..... 50-18
- 2.7.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号） ..... 50-19
- 2.7.3 環境条件等 ..... 50-21
  - a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） ..... 50-21
- 2.7.4 操作性及び試験・検査性について ..... 50-23
  - (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 50-23
  - (2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 50-24

2.7.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	
<p>① 技術的能力審査基準1.7により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。また、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が整理されていることを確認。（関連機能（弁、配管等）は「viii.」へ）(a-2. ①～③)</p>	<p>①技術的能力審査基準1.7により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 代替循環冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水移送ポンプ</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器</li> <li>・ 熱交換器ユニット</li> <li>・ 大容量送水車（熱交換器ユニット用）</li> </ul> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ フィルタ装置</li> <li>・ よう素フィルタ</li> <li>・ ラプチャーディスク</li> </ul> <p>○附属設備は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドレン移送ポンプ</li> <li>・ ドレンタンク</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 遠隔手動弁操作設備</li> <li>・ 遠隔空気駆動弁操作用ポンペ</li> <li>・ 可搬式窒素供給装置</li> <li>・ スクラバ水 pH 制御設備</li> <li>・ フィルタベント遮蔽壁</li> <li>・ 配管遮蔽</li> </ul> <p>なお、必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.7.2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.7.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器【その他設備】</li> <li>・ 原子炉格納容器【その他設備】</li> <li>・ 海水貯留堰【その他設備】</li> <li>・ スクリーン室【その他設備】</li> <li>・ 取水路【その他設備】</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）【56条】水源</li> <li>・ 防火水槽【56条】水源</li> <li>・ 常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 常設代替直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 代替所内電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。                  ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。                  ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。                  （ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・代替循環冷却系は、復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、復水移送ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに、格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環する設計とする。
  - ・代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
  - ・残留熱除去系熱交換器は、代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）により冷却できる設計とする。
  - ・代替原子炉補機冷却系は、代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。
  - ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.3-1図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第1.7.19図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.3-1図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.7-4 代替循環冷却系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.7-4 代替循環冷却系 系統概要図」）

b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク等を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。
  - ・ 格納容器圧力逃がし装置の設置許可基準規則解釈に対する設計方針については、（2）参照。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.3-4 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱））と追補の概略系統図（第 1.7.2 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.3-4 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.7-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.7-1 格納容器圧力逃がし装置系統概要図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈）                      第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）                      1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。                      解釈第50条第1項a)を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備は、以下の設計方針であることを確認する。                      ①原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として、格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置する方針としていることを確認。</p>	<p>想定する重大事故等に対して、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の設計方針を、以下のとおり確認した。                      ① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として代替循環冷却系を設置する方針であることを確認した。代替循環冷却系は、復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、復水移送ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉格納容器内へスプレイすることで原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とすることを確認した。</p>
<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設である、BWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。                      3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。                      a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>解釈第50条第2項を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する方針としていることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する方針を確認。</p> <p>③ 補足説明資料において、乾式又は湿式の選択理由（例えば、性能や諸外国での採用実績等の比較等）が示されていることを確認。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器の過圧破損防止に必要な排気流量を有する設計としていることを確認。 補足説明資料において、設計条件及び評価結果が示されていることを確認。</p>	<p>① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として格納容器圧力逃がし装置を設置する方針であることを確認した。 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とすることを確認した。 補足説明資料（50-4 配置図、50-5 系統図）において、隔離弁やフィルタ装置の基本構成及び配置状況が示されている。</p> <p>② 原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、格納容器圧力逃がし装置を設置する方針であることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（別添資料-1 2.2.1 フィルタ装置、よう素フィルタ構造）において、粒子状放射性物質だけではなく、無機よう素も捕捉することができることから、フィルタ装置には湿式方式を採用していることが示されている。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、十分な排出流量を有する設計とすることを確認した。 補足説明資料（50-7 容量設定根拠）において、炉心の崩壊熱と格納容器圧力逃がし装置の駆動力となる原子炉格納容器内の圧力との関係から、設計流量を求めていることが示されている。</p>
<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>解釈第50条第3項 b) i) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減する設計方針であることを確認する。</p> <p>① 低減する放射性物質の種類及び形態、これらが低減される設備（例えば、エアロゾルに対してはスクラバ水で除去等）及び除去効率を明確に示していることを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、①で低減できない排気中に含まれる放射性物質については、その処理方針（例えば、希ガスについては、</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガス中に含まれる放射性物質をフィルタ装置（スクラバ水、金属フィルタ）及びよう素フィルタにより低減し、大気へ放出する。放射性物質のうち、粒子状放射性物質（エアロゾル）及び無機よう素はスクラバ水及び金属フィルタで、有機よう素はよう素フィルタで除去するとしていることを確認した。 具体的には、格納容器圧力逃がし装置により低減する放射性物質の種類等については、以下のとおり明確に示されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・粒子状放射性物質及び無機よう素 99.9%以上（スクラバ水及び金属フィルタ）</li> <li>・有機よう素 98%以上（よう素フィルタ）</li> </ul> <p>② 補足説明資料（別添資料-1 3.1.2 ガス状放射性物質の除去原理）において、①で低減できない排気中に含まれる希ガスについて、原子炉格納容器内にできるだけ長くとどめるため、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できる格納容器スプレイを実施する</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>ベントによる管理放出前までに格納容器内で可能な限り減衰させる方針等）が示されていることを確認。</p> <p>③ 補足説明資料において、①の低減に係る物理メカニズムが示されていることを確認。</p> <p>④ 補足説明資料において、格納容器圧力逃がし装置の放射性物質低減機能について、想定される環境条件等を踏まえた性能試験等により、除去効率に対する根拠が示されていることを確認。</p> <p>（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器圧力逃がし装置の運転範囲（ベントガスの圧力、温度、流量及び蒸気割合、フィルタ部における過熱度等）</li> <li>・ 採用する性能試験の試験条件（環境条件や粒径等）、結果及び実機への適用性</li> <li>・ その他、考慮すべき事項（例えば、フィルタ装置内の環境条件（スクラバ水のpHを含む）によるスクラバ水やフィルタの除去効率への影響、フィルタの閉塞・吸着飽和、再浮遊・再揮発等</li> </ul>	<p>ことが示されている。</p> <p>③ 補足説明資料（別添資料-1 3.1 放射性物質の除去原理）において、スクラバ水によるエアロゾル及び無機よう素の除去原理、金属フィルタによるエアロゾルの除去原理、よう素フィルタによる無機よう素及び有機よう素の除去原理が示されている。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置の放射性物質低減機能について、その除去効率に対する根拠は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 補足説明資料（別添資料-1 3.2.2.3 除去性能試験結果）において、格納容器圧力逃がし装置の運転範囲が示されている。</li> <li>・ 補足説明資料（別添資料-1 3.2.2.3 除去性能試験結果）において、エアロゾル、無機よう素及び有機よう素に対する除去性能についての試験結果と、柏崎刈羽6、7号における重大事故時の格納容器圧力逃がし装置の運転範囲等から、実機への適用性を検討し①の除去性能を導いており、除去効率に対する根拠が示されている。</li> <li>・ その他、考慮すべき事項として、以下のとおり、重大事故時の環境条件等（スクラバ水内のpH条件を含む）を踏まえて除去性能に影響を与える因子を検討しており、これらが影響を及ぼさないことが示されている。 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ フィルタの閉塞・吸着飽和</li> <li>✓ エアロゾルの再浮遊</li> <li>✓ 無機よう素及び有機よう素の再揮発</li> <li>✓ スクラバ水のpHへの影響</li> <li>✓ ベント中の化学反応による発熱</li> <li>✓ 原子炉格納容器内で生成する酸性物質の影響</li> </ul> </li> </ul>
<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>解釈第50条第3項 b) ii)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策を講じる設計方針であることを確認する。具体的には、格納容器圧力逃がし装置における構造健全性（放射性物質低減機能を含む）の維持を目的として、可燃性ガスによる格納容器圧力逃がし装置への影響、この影響を踏まえた対策（原子炉格納容器内及び格納容器圧力逃がし装置内）を確認する。</p> <p>（可燃性ガスによる影響の整理）</p> <p>① 考慮すべき可燃性ガスを明確にしていることを確認。</p>	<p>（可燃性ガスによる影響の整理）</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置には、重大事故時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入するため、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐ必要があるとしていること、考慮すべき可燃性ガスは、水素としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② 格納容器圧力逃がし装置内における可燃性ガスの状況（例えば、ベントライン配管内での水蒸気凝縮による水素濃度の上昇や滞留等による水素燃焼等）及びこの状況による格納容器圧力逃がし装置への影響（例えば、格納容器圧力逃がし装置の構造健全性（放射性物質低減機能の喪失を含む。）への影響等）を明確にしていることを確認。</p> <p>③ ②を踏まえて、可燃性ガスの爆発防止等の対策の方針を確認。 （例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内の不活性化</li> <li>・原子炉格納容器内で、格納容器圧力逃がし装置へ影響を及ぼさない水素濃度まで低減</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置内における滞留防止 等</li> </ul> <p>（格納容器圧力逃がし装置内における対策）</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置内（配管を含む）における水素の滞留対策を確認。</p> <p>⑤ 補足説明資料において、格納容器圧力逃がし装置内における着火源（静電気等）が示されていることを確認。</p> <p>⑥ 上記の原子炉格納容器内及び格納容器圧力逃がし装置内における対策が機能しないことが想定される場合には、これに係る格納容器圧力逃がし装置の設計方針を確認。</p>	<p>その考え方として、補足説明資料（別添資料-1 別紙7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について）において、水素以外ではMCCIにより発生すると想定される一酸化炭素等が考えられるが、その発生量は無視できるほど小さいことが示されている。</p> <p>② 格納容器圧力逃がし装置には、重大事故時に原子炉格納容器内にて発生する可燃性ガスが流入するため、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐ必要がある（①の再掲）としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について）において、格納容器圧力逃がし装置内における水素の状況として、ベント開始直後において、格納容器圧力逃がし装置の系統内で原子炉格納容器雰囲気ガス中の水蒸気が凝縮することにより、水素燃焼の懸念があることが示されている。また、補足説明資料（別添資料-1 別紙19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について）において、配管の枝管長さを評価し、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所があることが示されている。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について）において、水蒸気が凝縮することの影響評価が以下のとおり示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ベント開始直後に格納容器圧力逃がし装置系統内で水蒸気が完全に凝縮するとして水素燃焼の発生の有無を評価したところ、格納容器ベント実施時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界未満であるため格納容器圧力逃がし装置系統内で水素燃焼は発生しない。</li> </ul> <p>③ このため、格納容器圧力逃がし装置は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、連続して排気するためのバイパスラインを設置することを確認した。なお、原子炉格納容器内の水素燃焼防止対策として、原子炉起動時に窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化することを確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙7 格納容器圧力逃がし装置系統内における可燃性ガスの燃焼について）において、ベントガスの温度は、水素が自然発火する約500℃以上になることはなく、さらにフィルタ装置にアース線を設置して静電気が溜まることを防止する設計としていることから、仮に可燃限界を超えた濃度の水素や酸素が流入したとしても、格納容器圧力逃がし装置にて着火・燃焼するリスクは小さいことが示されている。さらに、ベント開始後には、常に原子炉格納容器内から排気口への気体の流れがあることから、排気口から空気が系統内に逆流することがなく、酸素が系統内に供給されないことが示されている。</p> <p>（格納容器圧力逃がし装置内における対策）</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置は、系統内をあらかじめ不活性化しておくこと、可燃性ガスが局所的に蓄積する可能性のある箇所については、連続して排出するためのバイパスラインを設置すること（③の再掲）を確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙19 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離について）において、格納容器圧力逃がし装置の系統内における水素滞留防止対策等が示されている。</p> <p>⑤ 補足説明資料（別添資料-1 2.設計方針）において、フィルタ装置のスカート部に設置線を設置し静電気による発火を防止することが示されている。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>⑦ 補足説明資料において、⑥の具体的な内容を確認。例えば、格納容器圧力逃がし装置内における水素燃焼により、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射線物質低減機能の一部が喪失した場合でも、環境へのCs-137放出量の評価値が基準を下回っていること</li> <li>放射線物質低減機能を除く格納容器圧力逃がし装置の構造健全性が維持されること</li> </ul> <p>が示されていることを確認。</p>	<p>⑦ 該当なし。</p>
<p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>解釈第50条第3項 b) iii)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置の配管等が、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しない設計であることを確認。</p> <p>② ①で共用する方針である場合は、他への悪影響がないことを確認。例えば、他への悪影響がないこととは、格納容器圧力逃がし装置と他の系統が分離され、意図しないところへの放射性物質、水素の回り込み・滞留に対する考慮がなされているか等を確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置は、他号炉とは共用していないことを確認した。また、格納容器圧力逃がし装置は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系ラインを經由してフィルタ装置及びよう素フィルタにおいて放射性物質濃度を低減された後に、原子炉建屋上に設ける排気管を通じて大気に放出することを確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 1.2.2 系統概要図）において、格納容器圧力逃がし装置は、以下の理由から既設の不活性ガス系と耐圧強化ベント系のラインを經由する設計としていることが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>これらの系統はもとより原子炉格納容器から原子炉格納容器雰囲気ガスを抜くために設計されていることから、配管口径や原子炉格納容器からの取り出し口の設置高さが格納容器ベントに適している。</li> <li>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合に、これらの系統を同時に使用することはない。</li> <li>共用する配管は静的機器であり損傷リスクは小さいこと及び動的機器である弁については遠隔での人力操作を可能とするなど高い信頼性を確保していることから、独立して設置するメリットは小さい。</li> <li>格納容器圧力逃がし装置のために、新たに大口径のラインを敷設すると、格納容器のリークポテンシャルは高くなる（格納容器バウンダリ機能の低下）。</li> </ul> <p>② ①を踏まえて、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は、直列で二重に設置し、確実に隔離することで悪影響を及ぼさないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（別添資料-1 別紙17 格納容器圧力逃がし装置と他系統との隔離）において、隔離弁の閉じ込め機能の維持に関すること等が示されている。</p>
<p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>解釈50条第3項 b) iv)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備する設計としていることを確認。</p> <p>② 事象発生7日後以降に格納容器ベントによる管理放出を停止し、他の原子炉格納容器の除熱対策へ移行する場合には、原子炉格納容器の負圧破損に至る可能性があることから、補足説明資料において、以下が示され、負圧破損防止対策の成立性が示されていることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 負圧破損に至る可能性があるタイミング前後における事象進展</li> <li>・ 負圧破損を防止（例えば、原子炉格納容器内へのガス供給）するための設備、手順及び成立性（現場操作を伴う場合は、その場所の放射線量等を含む）</li> <li>・ フィルタベントラインを活用してガス供給を行う方針である場合は、それ以外の供給ライン</li> </ul>	<p>① 格納容器スプレイを行う場合において、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とすることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料（重大事故等対策の有効性評価について（補足説明資料）33. 原子炉格納容器への窒素封入）において、事象発生から7日後以降の水蒸気の発生がなくなるまでには原子炉格納容器への窒素ガス注入を実施する必要があることが示されている。また、サプレッション・チェンバ・プール水温が最高使用温度「104℃」を下回るまでに可搬型格納容器窒素供給装置を準備すること、可燃性ガス濃度制御系配管のA系、B系の2ラインから供給が可能であることが示されている。（手順及び操作の成立性については、技術的能力の確認事項で確認。）</p>
<p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p> <p>解釈50条第3項 b) v) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、信頼性を確保したうえで、バイパスラインも含め、全てのラインについて人力により容易かつ確実に開閉操作ができることを確認。</p> <p>② 格納容器圧力逃がし装置による管理放出の実施を、原子炉格納容器圧力を起点としている場合（例えば、原子炉格納容器圧力1.9Pdで実施）、補足説明資料において、原子炉格納容器圧力が2Pdに到達するまでの時間と手動操作で隔離弁を全開にするまでの時間、加えて、隔離弁開度と逃がし容量との関係が示され、2Pdに到達するまでに、格納容器圧力逃がし装置による管理放出が実施できることが示されていることを確認。この際あらかじめ、格納</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（一次隔離弁、二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁）は、遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋の原子炉区域外から人力操作が可能であることを確認した。</p> <p>具体的には、補足説明資料（別添資料-1 別紙32 空気作動弁に対する人力操作の成立性）において、遠隔手動弁操作設備の成立性等が示されている。</p> <p>② 炉心損傷後の格納容器ベントは、原子炉格納容器内の圧力が2Pdに達する前の時間的に余裕があるところで実施することを基本とし、外部水源により格納容器スプレイを継続している状態において、サプレッション・チェンバ・プール水位が「真空破壊弁高さ」に到達した場合又は燃料取替床天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合に格納容器ベントを実施するとしていることを確認した。また、あらかじめ隔離弁及びバイパス弁の電源が確保されていることを確認すること、人力操作場所への近接性を確認することが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>容器フィルタベント隔離弁及びバイパス弁の駆動源の信頼性並びに現場手動操作機能への近接性の確認を行うとしていることを確認。</p> <p>③ 隔離弁に A0 弁を用いる場合には、補足説明資料において、開保持が可能であることを確認。</p>	<p>③ 補足説明資料（別添資料-1 別紙 32 空気作動弁に対する人力操作の成立性について）において、人力操作によるネジ締結により開保持が可能であることを確認した。また、人力操作については、作動試験を実施しており不具合は発生していないことが示されている。</p>
<p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>解釈50条第3項 b) vi) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされる方針であることを確認。</p> <p>② 補足説明資料において、隔離弁人力操作場所の線量が示されていることを確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁、二次隔離弁及び二次隔離弁バイパス弁の手動操作場所は、原子炉建屋の原子炉区域外とし、遠隔手動弁操作設備の操作場所は、必要に応じて遮蔽材を設置することとしていることを確認した。</p> <p>② 補足説明資料（別添資料-1 別紙 33 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について）において、隔離弁人力操作場所の線量が示されており、100mSv 以下であることが示されている。</p>
<p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>解釈50条第3項 b) vi) を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① ラプチャーディスクを使用する方針か確認。使用する方針の場合、バイパス弁を併置する方針か確認。</p> <p>② バイパス弁を併置しない場合、ラプチャーディスクの使用目的及びフィルタベント設備の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスクを使用する方針か確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置のベント配管には、通常待機時における系統内を窒素置換する際の大気との隔壁及びフィルタ装置内のスクラバ水の蒸発による銀ゼオライトの性能劣化を防止するため、よう素フィルタ前後にラプチャーディスクを設置し窒素充てんをするとしていることを確認した。また、バイパス弁を併置しない方針であることを確認した。</p> <p>② 格納容器圧力逃がし装置のベント配管には、通常待機時における系統内を窒素置換する際の大気との隔壁及びフィルタ装置内のスクラバ水の蒸発による銀ゼオライトの性能劣化を防止するため、よう素フィルタ前後にラプチャーディスクを設置し窒素充てんをする（①の再掲）としていることを確認した。また、ラプチャーディスクは、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い約 0.1MPa [gage] にて破裂し排気の妨げにならないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ 補足説明資料において、ラプチャーディスクが曝される環境条件等を踏まえ、フィルタベント設備による管理放出の実施の妨げとならないことが示されていることを確認。(b-7-1. ②及び③)</p>	<p>③ 補足説明資料（別添資料-1 別紙37 ラプチャーディスクの凍結による影響）において、ラプチャーディスクが凍結等の自然現象を踏まえてもフィルタベント設備による管理放出の実施の妨げとならないことが示されている。</p>
<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>解釈50条第3項 b) viii)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の影響を受けない場所に接続されているかを確認。その際、補足説明において、ドライウェルベントラインの取り出し位置が格納容器下部に落下した溶融炉心を水没させる位置よりも上に設置されていることが示されていることを確認。</p> <p>② BWRプラントの場合、ウェットウェルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張等を考慮しても、水没しないことを確認。</p>	<p>① ベントラインと原子炉格納容器との接続位置は、サプレッション・チェンバ及びドライウェルに設け、いずれからも排気を可能とし、サプレッション・チェンバからの排気では水面からの高さを確保すること、また、ドライウェルからの排気では燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けないことを確認した。補足説明資料（別添資料-1 別紙43 格納容器からの取り出し位置について）における配置図（断面図）等により、ドライウェルベントラインの取り出し位置が格納容器下部に落下した溶融炉心を水没させる位置よりも上に設置されていることが示されている。</p> <p>② 有効性評価の格納容器圧力逃がし装置を使用するシーケンス（高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA 時注水機能喪失、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントラインに到達していないことが示されている。</p>
<p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>解釈50条第3項 b) ix)を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 事故収束後に近接可能なように、使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされているか確認。</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ等の周囲に遮蔽材を設置することを確認した。補足説明資料（別添資料-1 別紙39 格納容器圧力逃がし装置 使用後の保管管理）において、保管管理方針が示されている。</p>
<p>4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。</p> <p>解釈50条第4項を踏まえ、格納容器圧力逃がし装置は、以下の設計方針であることを確認する。</p> <p>① 格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって格納容器代替循</p>	<p>① 格納容器圧力逃がし装置は、代替循環冷却系に対して原理の異なる冷却及び減圧手段を用いることにより多様性を有する設計とすること、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置す</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>環冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>ること、代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置すること、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管すること並びに格納容器圧力逃がし装置と代替循環冷却系は流路を分離することにより可能な限りの独立性を有し、位置的分散が図られていること</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.7.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、代替循環冷却系については、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。また、格納容器圧力逃がし装置については、48条の常設重大事故防止設備としての設計方針も合わせて確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器）及び格納容器圧力逃がし装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</li> <li>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とする。</li> <li>代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。</li> <li>これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と格納容器圧力逃がし装置及び設計基準事故対処設備と代替原子炉補機冷却系の多様性、位置的分散について示されている。（表3.5-11及び表3.7-18参照）</p>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。</li> <li>代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

50条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

50条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（熱交換器ユニット）	熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ格納容器圧力逃がし装置との隔離を考慮した設計とすることを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで、格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.7.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため、代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。</li> <li>・代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系は、通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
格納容器圧力逃がし装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力逃がし装置は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置は、重大事故等時の排出経路と非常用ガス処理系、原子炉区域・タービン区域換気空調系等の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.7.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器）	<p>代替循環冷却系は、系統の圧力損失を考慮しても、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な除熱能力を有することを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替循環冷却系の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</li> <li>・代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。</li> <li>・代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。</li> </ul>
格納容器圧力逃がし装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、十分な排出流量を有する設計とする。</li> <li>・フィルタ装置は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が99.9%以上確保できる設計とする。</li> </ul> <p>スクラバ水の待機時の薬物添加濃度は、想定される重大事故等時のスクラバ水のpH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99.9%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置は、サブプレッション・チェンバへの排水及び薬液注入によるスクラバ水のpH値の調整が可能な設計とする。フィルタ装置の金属フィルタは、想定される重大事故等時において、金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。</li> <li>・よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さ及び有効面積を有する設計とする。</li> <li>・ラプチャーディスクは、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。</li> </ul>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

50条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット1セット1式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1セット1台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4式に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）の合計5式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台を保管する。</li> <li>・代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、想定される重大事故等時において、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</li> </ul>

2.7.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ また、熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</li> <li>・ 代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.7-10及び表3.7-11参照）</p>
格納容器圧力逃がし装置及び	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.7-2及び表3.7-3参照）</p>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（復水移送ポンプ、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用））	代替循環冷却系の使用時は、系統配管の周辺が高線量となるため、使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計とすることを確認した。  以下の設計方針であることを確認した。 ・ 復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。 ・ 代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。代替循環冷却系運転後における弁の操作は、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室又は離れた場所から遠隔で可能な設計とする。 ・ 熱交換器ユニットの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 ・ 代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。 ・ 大容量送水車（熱交換器ユニット用）の熱交換器ユニットとの接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.7-17参照）
格納容器圧力逃がし装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち原子炉建屋内に設置する弁の操作は、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により、想定される重大事故等時において、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。 ・ 排出経路に設置される隔離弁のうち空気駆動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。 ・ 排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。フィルタ装置、よう素フィルタの周囲及び必要に応じて配管等の周囲に遮蔽体を設けることで、屋外に設置する弁の操作、スクラバ水の排水、給水操作等のフィルタ装置周辺での操作が可能な設計とする。 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.7-8参照）

2.7.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（復水移送ポンプ、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用））	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>復水移送ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチにより操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。また、代替循環冷却系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては、逆洗操作が可能な設計とする。</li> <li>代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> <li>代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>熱交換器ユニットを接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</li> <li>大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットとの接続は、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。</li> </ul>
格納容器圧力逃がし装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力逃がし装置は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁には、炉心の著しい損傷が発生した場合において、現場において人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作設備を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち、空気作動弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備を設置するとともに、操作場所を原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
代替循環冷却系（復水移送ポンプ、残留熱除去系熱交換器、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用））	以下の設計方針であることを確認した。 ・代替循環冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。 ・代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。 ・代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。また、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.7-15参照）
格納容器圧力逃がし装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。また、よう素フィルタは、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認及び内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。 ・ラプチャーディスクは、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.7-5参照）

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（第51条））

技術的能力基準1.8で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第51条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備（第51条）

2.8.1 適合方針	51-2
（1）設置許可基準規則への適合	51-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	51-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	51-4
i）原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に用いる設備	51-5
a. 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	51-5
b. 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	51-6
ii）熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備	51-7
a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	51-7
b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	51-7
c. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	51-7
d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	51-7
（2）設置許可基準規則解釈への適合	51-8
2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	51-10
a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）	51-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	51-11
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	51-11
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	51-11
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	51-12
2.8.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	51-13
2.8.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	51-14
2.8.3 環境条件等	51-15
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	51-15
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	51-16
2.8.4 操作性及び試験・検査性について	51-17
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	51-17
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	51-18

2.8.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備) 第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.8により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p> <p>④ 上記①から③に加えて、以下の内容を確認。 a) 原子炉下部キャビティ直接注水の系統構成に用いる電動弁を原子炉格納容器内に設置する場合、重大事故等時の環境においても、機能が維持され確実に作動すること。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.8により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却に用いる設備</p> <p>a. 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水移送ポンプ</li> <li>・復水貯蔵槽</li> </ul> <p>b. 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> </ul> <p>ii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備</p> <p>熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備のうち、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】」に整理されているものと同じであることを確認した。</p> <p>また、高圧代替注水系及びほう酸水注入系は、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】」と同じであることを確認した。</p> <p>添付資料 1.8.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器【その他設備】</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備  
a. 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水）として、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、コリウムシールドを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプにより、復水貯蔵槽の水を原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。
  - ・ 格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行う場合を想定していることを確認した。  
（機能喪失を想定する設計基準事故対処設備はない。）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.4-1図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水））と追補の概略系統図（第1.8.3図 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第9.4-1図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水））に記載されていることを確認した。なお、注水時の系統の構成に用いる電動弁は原子炉格納容器内には設置されていない。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.8-1 格納容器下部注水系（常設）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図3.8-1 格納容器下部注水系（常設）系統概要図」）

b. 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水）として、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により、代替淡水源の水を原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。
  - ・ 格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
  - ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・ コリウムシールドは、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの熔融炉心の流入を抑制する設計とする。更に格納容器下部注水系（常設）を使用することにより、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用条件として、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う場合を想定していることを確認した。  
（機能喪失を想定する設計基準事故対処設備はない。）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.4-2 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水））と追補の概略系統図（第 1.8.5 図 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第 9.4-2 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図（格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水））に記載されていることを確認した。なお、注水時の系統の構成に用いる電動弁は原子炉格納容器内には設置されていない。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.8-3 格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、原子炉格納容器等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が概略系統図へ示されている。（参照：「図 3.8-3 格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図」）

ii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」に整理されていることを確認した。（「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」参照。）

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」に整理されていることを確認した。（「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第47条）」参照。）

c. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）」に整理されていることを確認した。（「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（第45条）」参照。）

d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

確認結果（柏崎刈羽6、7）

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。なお、この場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。

本系統の詳細については、「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）」に整理されていることを確認した。（「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（第44条）」参照。）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈）                      第51条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）                      1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	
<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。                      i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）</p> <p>① 原子炉格納容器下部注水設備を整備することを確認。</p>	<p>① 原子炉格納容器下部注水設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を整備するとしており、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。</p>
<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）</p> <p>② 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>② 原子炉格納容器下部注水設備である原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに多様性及び独立性を有し、位置的分散を図った設計とすることを確認した。                      具体的には、「2.6.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多様性」にて整理。</p>
<p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>③ 当該設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③ 格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは全交流動力電源が喪失した場合でも代替電源設備（代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）から給電が可能であること、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）はディーゼル駆動であり、電源を必要としないことを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.8.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	<p>a) 復水移送ポンプは、空冷式の第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電による電動機駆動であり、復水貯蔵槽を水源とすること、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼル駆動であり、淡水（防火水槽及び淡水貯水池）又は海水を水源とすることにより、互いに多様性を有すること、b) さらに、復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置すること、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は廃棄物処理建屋から離れた屋内に保管することにより、互いに独立性を有し、位置的分散が図られていること</p> <p>を確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）をディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。</li> <li>・ また、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源は、それぞれ復水貯蔵槽と代替淡水源とすることで、異なる水源を有する設計とする。</li> <li>・ 復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・ これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、低圧代替注水系（常設）と可搬型の多様性、位置的分散について示されている。（表3.6-2参照）</p>

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）の「格納容器下部注水系（常設）」の項目を参照。 それ以外に、以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

51条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、複数の接続口の設置について、以下のとおり示されている。 ・6号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋東側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。 ・7号炉については、接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に1箇所、原子炉建屋北側に1箇所設置し、接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に1箇所設置し、合計3箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで、廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.8.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、 コリウムシールド※	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器下部注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ コリウムシールド※は、他の設備と独立して設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、コリウムシールドは、下部にスリットを設けることで、原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル高電導度廃液サンプの原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、 （コリウムシールド※）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

※ コリウムシールドの設計方針については、代表して格納容器下部注水系（常設）に記載し、格納容器下部注水系（可搬型）での記載は省略する。以下、同様。

2.8.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、 コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</li> <li>・ 復水移送ポンプは、想定される重大事故等時において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</li> <li>・ コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心が、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへ流入することを抑制するために必要な厚さ及び高さを有する設計とする。</li> </ul>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、 （コリウムシールド）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを1セット4台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で4セット16台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計17台を保管する。</li> </ul>

2.8.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、 コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 ・ また、格納容器下部注水系（常設）は、淡水だけでなくコリウムシールドは、原子炉格納容器下部に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.8-4参照）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、 （コリウムシールド）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。 また、格納容器下部注水系（可搬型）は、淡水だけでなく補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.8-11参照）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> <li>・ 格納容器下部注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.8-5参照）

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> <li>・ 格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.8-12参照）

## 2.8.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器下部注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> </ul>

51条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器下部注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
格納容器下部注水系（常設） 復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、 コリウムシールド	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器下部注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中に、分解及び外観の確認が可能な設計とする。 ・ コリウムシールドは、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.8-6参照）
格納容器下部注水系（可搬型） 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、 （コリウムシールド）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.8-13参照）

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（第52条））

技術的能力基準 1.9 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 52 条及び第 43 条への適合性を確認する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（第52条）

2.9.1 適合方針	52-2
（1）設置許可基準規則への適合	52-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	52-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	52-4
a. 原子炉格納容器内の不活性化	52-5
b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	52-5
c. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	52-6
d. 水素濃度監視	52-7
（2）設置許可基準規則解釈への適合	52-8
2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	52-10
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	52-10
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	52-10
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	52-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	52-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	52-11
2.9.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	52-12
2.9.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	52-13
2.9.3 環境条件等	52-14
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	52-14
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	52-14
2.9.4 操作性及び試験・検査性について	52-15
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	52-15
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	52-15

2.9.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p data-bbox="261 447 982 520">（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p data-bbox="240 537 982 789">第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p data-bbox="219 894 1041 968">① 技術的能力審査基準1.9により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	<p data-bbox="1062 894 2555 926">① 技術的能力審査基準1.9により抽出された手順毎に重大事故等対処設備等が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1062 984 1546 1058">a. 原子炉格納容器内の不活性化 ・不活性ガス系【設計基準対象施設】</p> <p data-bbox="1062 1119 2080 1371">b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ ・ラプチャーディスク ・フィルタ装置水素濃度計 ・フィルタ装置出口放射線モニタ</p> <p data-bbox="1062 1432 2326 1684">c. 耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 ・耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント） ・可搬型窒素供給装置 ・サプレッション・チェンバ ・フィルタ装置水素濃度計 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ</p> <p data-bbox="1062 1745 1448 1864">d. 水素濃度監視 ・格納容器内水素濃度計(SA) ・格納容器内水素濃度計</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>・格納容器内酸素濃度計</p> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表1.9.2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料1.9.1において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設の要求に対する適合は、2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・常設代替直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・可搬型直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・原子炉格納容器【その他設備】</li> <li>・代替原子炉補機冷却系【48条】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 原子炉格納容器内の不活性化

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素により、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とすることを確認した。なお、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、不活性ガス系は設計基準対象施設とすることを確認した。

b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出）として、フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、フィルタ装置水素濃度計及びフィルタ装置出口放射線モニタを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。
  - ・ 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。
  - ・ 排出経路における水素濃度及び放射性物質濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度計を設け、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度計は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタは、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.5-1図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出））と追補の概略系統図（第1.9.4図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 概要図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.5-1図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出））に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-1 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図」）

## c. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

確認結果（柏崎刈羽6、7）

## （設備の目的）

① 重大事故等対処設備（原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出）として、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）※を使用し、可搬型窒素供給装置、サプレッション・チェンバ、フィルタ装置水素濃度計及び耐圧強化ベント系放射線モニタを使用することを確認した。

※ 申請者は、炉心の著しい損傷後に耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する場合には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からの排気経路のみを使用している。本確認事項では、サプレッション・チェンバ側からの排気に限定する場合には、有効性評価「3.4 水素燃焼」と同様、「耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）」と記載することとしている。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため、系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管については、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用とする。また、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。可搬型窒素供給装置は、外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。
- ・ 耐圧強化ベント系はサプレッション・チェンバ及びドライウエルのいずれにも接続し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は、サプレッション・チェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からの排出経路のみを使用する。
- ・ 排出経路における水素濃度及び放射性物質濃度を測定し、監視できるよう、水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度計を設け、排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度計は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。耐圧強化ベント系放射線モニタは、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。
- ・ 可搬型窒素供給装置は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

## （機能喪失の想定）

③ 炉心の著しい損傷が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した際に、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合を想定していることを確認した。

## （系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.5-2図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出））と追補の概略系統図（第1.9.6図 耐圧強化ベント系（W/W）による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出 概要図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.5-2図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-2 耐圧強化ベント系 系統概要図」）

## （その他の設備）

⑥ ①以外で、流路として原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-2 耐圧強化ベント系 系統概要図」）

d. 水素濃度監視

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（水素濃度監視）として、格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計を使用を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 格納容器内水素濃度計（SA）は、炉心の著しい損傷が発生した時に水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。
  - ・ 格納容器内水素濃度計（SA）は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。
  - ・ 格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉区域内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。
  - ・ 格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。なお、代替原子炉補機冷却系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としての系統構成は行わないため、該当なし。（代替原子炉補機冷却系を用いた冷却については、48条で整理。）
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第9.5-3図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図（水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備））に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-5 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑦ ①以外で、冷却設備として代替原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。
- 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.9-5 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈） 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備） 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>①炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計であることを確認した。</p>
<p>&lt;BWR&gt; a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。 ① 原子炉格納容器内を不活性化することを確認。</p>	
<p>&lt;PWRのうち必要な原子炉&gt; b) 水素濃度制御設備を設置すること。 ①水素濃度制御設備を設置することを確認。</p>	<p>該当なし。</p>
<p>&lt;BWR及びPWR共通&gt; c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。 d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。 e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。  ② 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、以下を確認。 a. 排出経路での水素爆発の防止すること b. 放射性物質の低減設備</p>	<p>② 水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出するために、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を設置することを確認した。具体的には以下のとおり確認した。 a. 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）は、あらかじめ配管内を窒素ガスで置換しておくことで使用時に排出経路内の水素濃度及び酸素濃度が可燃域とならないようにする。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>c. 水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること</p> <p>c. については、特に以下の点について確認する。</p> <p>イ) 水素の測定に係る方針として、測定の目的及び目的を踏まえた計器の設置場所を確認。(a-8. ①、b-2-2. ④及び⑥)</p> <p>ロ) フィルタベント設備による管理放出の実施に当たって、放出する放射能による影響を把握する必要があることから、放出する放射エネルギーを算出していることを確認。(a-8. ①)</p> <p>補足説明資料において、放出する放射エネルギーの推定方法が示されていることを確認。</p> <p>※現状の技術では、放射エネルギーを直接計ることはできず、推定する程度である。例えば、フィルタベント実施時に格納容器内のエリアモニタで炉心状態を確認した上で、炉内蓄積量等の評価に基づいて予め推定し、また、フィルタベント実施中は、希ガスの組成を仮定した上で、フィルタベントのモニタにより推定するなど。</p> <p>③炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置することを確認。</p> <p>④これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>b. フィルタ装置及びサプレッション・チェンバのプール水により原子炉格納容器から排出されるガスに含まれる放射性物質を低減する。</p> <p>c. 排出経路の配管に放射線モニタを設置することにより、放射線量率を測定し放射性物質濃度を推定すること、排出経路の配管頂部となる箇所に水素濃度計を設置することにより水素濃度を監視する。</p> <p>イ) 補足説明資料において、水素ガスが蓄積を把握するために配管頂部となる箇所に水素濃度計を設置することが示されている。</p> <p>ロ) 補足説明資料において、放射線モニタから放射性物質濃度を推定する方法が示している。</p> <p>③ 炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を連続的に監視できる計測範囲を有する監視設備として格納容器内水素濃度計（SA）を設けることを確認した。また、重大事故等が発生した場合であって、代替循環冷却系を長期使用した場合において格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を測定できる計測範囲を有する監視設備として格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計を設けることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、水素濃度計の測定原理、計測範囲等が示されている（参照：「容量設定根拠」、「計装設備の測定原理」）</p> <p>④ 格納容器内水素濃度計（SA）は代替電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池等からの給電に対応した設計とすること、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計は代替電源設備である第一ガスタービン発電機等からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。なお、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計に用いる代替原子炉補機冷却系及び格納容器圧力逃がし装置については、43条の設計方針は変わらないため、それぞれ48条、50条で整理する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.9.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備はないが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）、サプレッション・チェンバ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備、及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。</li> <li>耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）は、同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）のサプレッション・チェンバは、原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>
格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内水素濃度計、格納容器内酸素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内水素濃度計は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。</li> <li>格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内水素濃度計は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所も位置的分散を図る設計とする。格納容器内水素濃度計（SA）は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。</li> <li>格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却系に対して多様性を有する代替原子炉補機冷却系から供給が可能な設計とする。</li> </ul>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないことを確認した。なお、可搬型重大事故緩和設備として整備する可搬型窒素供給装置については、以下のとおり確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型窒素供給装置	耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有するディーゼルエンジンにより駆動できる設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

52条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するもの可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型窒素供給装置	<p>耐圧強化ベント系（可搬型窒素供給装置含む。）は、同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給設備を原子炉建屋と離隔された場所（荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所）に保管することが示されている。</p>

2.9.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）、 可搬型窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）の可搬型窒素供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・可搬型窒素供給装置は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・可搬型窒素供給装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
格納容器内水素濃度計（SA） 格納容器内水素濃度計 格納容器内酸素濃度計	他の設備と電気的な分離を行うことで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.9.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）、サプレッション・チェンバ	以下の設計方針であることを確認した。 ・耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）は、想定される重大事故等時に、代替循環冷却系を長期使用した際に、原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために十分な排出流量を有する設計とする。 ・サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量が、想定される重大事故等時の原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する際において、スクラビング効果による放射性物質の低減が可能な水量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。
格納容器内水素濃度計（SA） 格納容器内水素濃度計 格納容器内酸素濃度計	格納容器内水素濃度計（SA）は、計測誤差を考慮した上で、0～100vol%を計測範囲としていることにより、適切な計測範囲を確保していることを確認した。 なお、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計について、可燃限界濃度を監視することを目的としている。具体的な計測範囲は次のとおりであり、適切な計測範囲を確保していることを確認した。 格納容器内水素濃度計：0～30vol%（6号炉）、0～20vol%/0～100vol%（7号炉） 格納容器内酸素濃度計：0～30vol%（6号炉）、0～10vol%/0～30vol%（7号炉）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

52条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、想定される重大事故等時に、代替循環冷却系を長期使用した場合であって、耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内における水素ガス及び酸素ガスを排出する場合において、水素爆発を防止するため、水素ガス及び酸素ガスを排出する前までに排出経路の空気を窒素に置換するために十分な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は6号及び7号炉共用で2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計3台を保管する。

### 2.9.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）、可搬型窒素供給装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.9-3及び表3.9-5参照）</p>
格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内水素濃度計、格納容器内酸素濃度計	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内水素濃度計（SA）は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計は、原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.9-17参照）</p>

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）、可搬型窒素供給装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については、原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作ポンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し、離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。</li> <li>可搬型窒素供給装置の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.9-13及び表3.9-14参照）</p>
格納容器内水素濃度計（SA） 格納容器内水素濃度計 格納容器内酸素濃度計	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内水素濃度計（SA）は、重大事故等において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。</li> <li>格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計は、原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計のサンプリング装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.9-20参照）</p>

2.9.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）、 可搬型窒素供給装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち、空気作動弁については、遠隔空気駆動弁操作ポンプ及び遠隔空気駆動弁操作設備を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に操作が可能な設計とする。 ・耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。 ・可搬型窒素供給装置は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。 ・可搬型窒素供給装置を接続する接続口については、簡便な接続とし、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。
格納容器内水素濃度計（SA） 格納容器内水素濃度計 格納容器内酸素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 ・格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は、想定される重大事故等時において、中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）、 可搬型窒素供給装置、サプレッション・チェンバ	以下の設計方針であることを確認した。 ・耐圧強化ベント系は、発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。 ・耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。 ・サプレッション・チェンバは、発電用原子炉の運転中に水位の監視により異常のないことの確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。 ・可搬型窒素供給装置は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

	補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.9-8、表 3.9-9 及び表 3.9-10 参照）
格納容器内水素濃度計（SA） 格納容器内水素濃度計 格納容器内酸素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 格納容器内水素濃度計（SA）、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。 ・ 格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.9-19参照）

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（第53条））

技術的能力基準 1.10 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第53条及び第43条への適合性を確認する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備（第53条）

2.10.1 適合方針	53-2
（1）設置許可基準規則への適合	53-2
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	53-2
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	53-4
a. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制	53-5
b. 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定	53-5
（2）設置許可基準規則解釈への適合	53-7
2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	53-9
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	53-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	53-9
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	53-9
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	53-9
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	53-9
2.10.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	53-10
2.10.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	53-11
2.10.3 環境条件等	53-12
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	53-12
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	53-12
2.10.4 操作性及び試験・検査性について	53-13
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	53-13
（2）試験・検査（第43条第1項第3号）	53-13

2.10.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要なとなる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p data-bbox="252 447 1023 747">                     （水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）                      第五十三条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。                 </p> <p data-bbox="222 852 1038 926">                     ① 技術的能力審査基準 1.10 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。                 </p> <p data-bbox="222 1661 1038 1734">                     ② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。                 </p>	<p data-bbox="1062 852 2516 884">                     ①技術的能力審査基準 1.10 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。                 </p> <p data-bbox="1062 940 1843 972">                     (1) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備                 </p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1115 1031 1789 1062">a. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制                         <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1124 1073 1448 1104">・ 静的触媒式水素再結合器</li> <li data-bbox="1124 1115 1611 1146">・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</li> </ul> </li> <li data-bbox="1115 1209 1748 1241">b. 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定                         <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1124 1251 1418 1283">・ 原子炉建屋水素濃度計</li> </ul> </li> </ul> <p data-bbox="1115 1346 2706 1461">                     なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.10.2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。                 </p> <p data-bbox="1115 1524 2706 1598">                     添付資料 1.10.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。                 </p> <p data-bbox="1062 1661 2706 1734">                     ②重大事故等対処設備の設備分類（常設）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設の要求に対する適合は、2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。                 </p> <p data-bbox="1062 1745 2706 1818">                     補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。                 </p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋原子炉区域【その他設備】</li> <li>・常設代替直流電源設備【57条】</li> <li>・可搬型直流電源設備【57条】</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合器を使用し、作動状況確認のため静的触媒式水素再結合器動作監視装置を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・静的触媒式水素再結合器は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋の水素爆発を防止できる設計とする。
  - ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。
  - ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としての系統構成は行わないため、該当なし。
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第9.6-1図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備構造図（静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制）、第9.6-2図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統概要図（静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制））に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-1 静的触媒式水素再結合器概要図」、「図3.10-2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉建屋原子炉区域を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-1 静的触媒式水素再結合器概要図」、「図3.10-2 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図」）

b. 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 水素濃度監視設備として、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で計測できる原子炉建屋水素濃度計を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・原子炉建屋水素濃度計は、中央制御室において連続監視できる設計とする。
  - ・原子炉建屋水素濃度計は、常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした水素ガスを測定する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 手順としての系統構成は行わないため、該当なし。
- ⑤ ①で示す設備（電源設備【57条】以外）が概略系統図（第9.6-3図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統構造図（原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-3 原子炉建屋水素濃度の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として原子炉建屋原子炉区域を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替直流電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.10-3 原子炉建屋水素濃度の系統概要図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈）                      第53条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）                      1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>① 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置することを確認。</p>	<p>①水素濃度制御設備として、適切な位置に配置され水素濃度の上昇を抑制できる静的触媒式水素再結合器を設置することを確認した。                      （静的触媒式水素結合器は、水素ガスの効率的な除去を考慮して原子炉建屋オペレーティングフロア内に分散させた配置とすること、PARの台数の設定に当たっては、水素ガス発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する量（1,600 kg）、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値（10%/日）とし、ガス状よう素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建屋内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計（各号炉56個）とすることを確認した。）</p> <p>補足説明資料において、静的触媒式水素再結合器の効果（GOTHIC解析）が示されており、水素濃度は可燃限界未満（4vol%未満）であることを確認した。（参照：別添資料-3「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について」）</p>
<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>② 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置することを確認。</p>	<p>②原子炉建屋水素濃度計は、原子炉建屋内に分散させた配置とし、計測誤差を考慮した上で、0～20vol%を計測範囲としていることにより、適切な計測範囲を確保していることを確認した。</p> <p>原子炉建屋水素濃度計の設計方針について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・監視設備（水素濃度監視）として、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で計測できる原子炉建屋水素濃度計</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>を設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋水素濃度計は、水素の可燃限界 4vol%を測定できる計測範囲を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、原子炉建屋水素濃度計の計測範囲 0~20vol%、計器誤差±1vol%が示されており、水素の可燃限界である 4vol%に対して十分であることを確認した。（参照：別添資料-3「水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について」）</p>
<p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>③ これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度計は代替電源設備である AM 用直流 125V 蓄電池等からの給電が可能であることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 43 条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.10.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備はないが、常設重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である原子炉建屋水素濃度計と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。
原子炉建屋水素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 ・原子炉建屋水素濃度計は、同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である静的触媒式水素再結合器動作監視装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。 ・原子炉建屋水素濃度計は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

53条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

2.10.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	静的触媒式水素再結合器は、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等対処に必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすること、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は水素処理性能へ悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。  以下の設計方針であることを確認した。 ・静的触媒式水素再結合器は、原子炉建屋オペレーティングフロア壁面近傍に設置し、他の設備と独立して作動する設計とするとともに、重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器内の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで、静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.10.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	静的触媒式水素再結合器は、水素ガスの効率的な除去を考慮して原子炉建屋オペレーティングフロア内に分散させた配置とすること、静的触媒式水素再結合器の台数の設定にあたっては、水素ガス発生量は有効燃料部の被覆管がジルコニウム-水反応により全て反応したときに発生する量(1,600kg)、原子炉格納容器漏えい率は保守的に設定した値(10%/日)とし、ガス状よう素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても原子炉建屋内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計（各号炉56個）とすることを確認した。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とすることを確認した。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計は、原子炉建屋オペレーティングフロア内の天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管付近に分散させた適切な位置に配置し、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の水素濃度を測定できる設計とすることを確認した。また、原子炉建屋水素濃度計は、原子炉建屋オペレーティングフロア以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアにも設置し、水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

2.10.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計は、原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	静的触媒式水素再結合器は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とすることを確認した。 静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しないことを確認した。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計は、重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しないことを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

#### 2.10.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 静的触媒式水素再結合器、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・ 静的触媒式水素再結合器は、水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし、操作不要な設計とする。 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の監視は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。
原子炉建屋水素濃度計	原子炉建屋水素濃度計の監視は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

53条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
静的触媒式水素再結合器 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 静的触媒式水素再結合器は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として触媒カートリッジの水素処理性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.10-4及び表3.10-5参照）
原子炉建屋水素濃度計	・ 原子炉建屋水素濃度計は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とすることを確認した。 補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表3.10-9参照）

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（第54条））

技術的能力基準 1.11 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第54条及び第43条への適合性を確認する。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（第54条）

2.11.1 適合方針	54-3
（1）設置許可基準規則への適合	54-3
1）技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出	54-3
2）技術的能力審査基準での対応との整合性	54-6
i）使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備	54-7
(1) 燃料プール代替注水	54-7
a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	54-7
b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	54-8
ii）使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備	54-9
(1) 燃料プールのスプレイ	54-9
a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	54-9
b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	54-10
(2) 大気への放射性物質の拡散抑制	54-11
a. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制	54-11
iii）重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備	54-12
a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視	54-12
iv）重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための設備	54-13
a. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	54-13
（2）設置許可基準規則解釈への適合	54-14
2.11.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	54-18
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	54-18
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	54-18
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	54-19
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	54-19
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	54-19
2.11.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	54-20
2.11.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	54-21
2.11.3 環境条件等	54-23
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	54-23
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	54-24

2.11.4 操作性及び試験・検査性について .....	54-25
（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） .....	54-25
（2）試験・検査（第43条第1項第3号） .....	54-27

2.11.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）※
<p>(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>第五十四条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準1.11により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準1.11により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備</p> <p>(1) 燃料プール代替注水</p> <p>a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> <li>・ 常設スプレイヘッド</li> <li>・ 軽油タンク 【57条】電源設備</li> <li>・ タンクローリ(4kL) 【57条】電源設備</li> </ul> <p>b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> <li>・ 可搬型スプレイヘッド</li> <li>・ 軽油タンク 【57条】電源設備</li> <li>・ タンクローリ(4kL) 【57条】電源設備</li> </ul> <p>ii) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備</p> <p>(1) 燃料プールのスプレイ</p> <p>a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> <li>・ 常設スプレイヘッド</li> <li>・ 軽油タンク 【57条】電源設備</li> <li>・ タンクローリ(4kL) 【57条】電源設備</li> </ul> <p>b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> </ul>

※ 審査書の記載においては、「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換えている。

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）※
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型スプレイヘッダ</li> <li>・ 軽油タンク 【57条】電源設備</li> <li>・ タンクローリ(4kL) 【57条】電源設備</li> </ul> <p>iii) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備</p> <p>a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）</li> <li>・ 常設代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・ 所内蓄電式直流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型直流電源設備 【57条】電源設備</li> </ul> <p>iv) 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための設備</p> <p>a. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プール冷却浄化系ポンプ</li> <li>・ 燃料プール冷却浄化系熱交換器</li> <li>・ 熱交換器ユニット</li> <li>・ 大容量送水車（熱交換器ユニット用）</li> <li>・ 常設代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> <li>・ 燃料補給設備 【57条】電源設備</li> <li>・ タンクローリ(4kL) 【57条】電源設備</li> </ul> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.2.2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.2.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>① 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）※
	<p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として、重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料プール</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

i) 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

(1) 燃料プール代替注水

a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）として、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・燃料プール代替注水系は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド等で構成し、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。
  - ・使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。
  - ・常設スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-1図(1)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（6号炉）、第4.3-1図(2)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（7号炉））と、追補の概略系統図（第1.11.6図燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第4.3-1図(1)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（6号炉）、第4.3-1図(2)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（7号炉））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図」）

b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）として、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型スプレイヘッド、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・燃料プール代替注水系は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型スプレイヘッド等で構成し、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により代替淡水源の水をホースを経由して可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。
  - ・使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。
  - ・可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-2図(1)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（その1）（6号炉）、第4.3-2図(2)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（その1）（7号炉）、第4.3-2図(3)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（その2）（6号炉）、第4.3-2図(4)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（その2）（7号炉））と、追補の概略系統図（第1.11.8図燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第4.3-2図(1)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（その1）（6号炉）、第4.3-2図(2)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（その1）（7号炉）、第4.3-2図(3)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（その2）（6号炉）、第4.3-2図(4)使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水）（その2）（7号炉））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-1燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-1燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図」）

ii) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

(1) 燃料プールのスプレイ

a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）として、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・燃料プール代替注水系は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド等で構成し、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して常設スプレイヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする
  - ・スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。
  - ・常設スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-3図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（6号炉）、第4.3-3図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（7号炉））と、追補の概略系統図（第1.11.15図 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水/海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第4.3-3図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（6号炉）、第4.3-3図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（7号炉））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-5 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.11-5 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図」）

b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）として、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型スプレイヘッド、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・燃料プール代替注水系は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型スプレイヘッド等で構成し、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により、代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。
  - ・スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって、臨界を防止することができる設計とする。
  - ・可搬型スプレイヘッドを使用した燃料プール代替注水系は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。また、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。
  - ・燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-4図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その1）（6号炉）、第4.3-4図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その1）（7号炉）、第4.3-4図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その2）（6号炉）、第4.3-4図(4) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その2）（7号炉））と、追補の概略系統図（第1.11.17図 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水/海水）概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す主な設備が設備の概略系統図（第4.3-4図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その1）（6号炉）、第4.3-4図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その1）（7号炉）、第4.3-4図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その2）（6号炉）、第4.3-4図(4) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その2）（7号炉））に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.11-2 燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図」）

(2) 大気への放射性物質の拡散抑制

a. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制）として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、ホース等を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、ホース等で構成し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。
 その他、原子炉建屋放水設備の詳細については、「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条）」において整理されていることを確認した。

（機能喪失の想定）

- ③ 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-5図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））と追補の概略系統図（第1.12.1図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図（第4.3-5図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.12-1 大気への放射性物質の拡散抑制 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、水源として、海を使用することを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.12-1 大気への放射性物質の拡散抑制 系統概要図」）

iii) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備

a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視）として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。
  - ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。
  - ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から給電が可能であり、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能なる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 監視カメラに関する系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-6図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視）（6号炉）、第4.3-6図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視）（7号炉））と追補の概略系統図（第1.11.21図 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第4.3-6図(1)及び第4.3-6図(2)）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.11-10 6号炉 使用済燃料プール監視設備の系統概要図、図3.11-11 7号炉 使用済燃料プール監視設備の系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、常設代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、可搬型直流電源設備等を、重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料（54-2）において、単線結線図が示されている。（参照：「図1 使用済燃料プール監視設備 単線結線図（6号炉）、図2 使用済燃料プール監視設備 単線結線図（7号炉）」）

iv) 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための設備

a. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（使用済燃料プールの冷却）として、燃料プール冷却浄化系、熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、配管・ホース・弁類、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・燃料プール冷却浄化系は、ポンプ、熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。
  - ・燃料プール冷却浄化系は、非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系により復旧し、使用済燃料プールを除熱できる設計とする。
  - ・燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。
  - ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において使用済燃料プールの除熱を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第4.3-7図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱（燃料プール冷却浄化系）（6号炉））、第4.3-7図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱（燃料プール冷却浄化系）（7号炉））と、追補の概略系統図（第1.11.23図 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 概要図）が整合していることを確認した。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第4.3-7図(1)、第4.3-7図(2)）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.11-7 燃料プール冷却浄化系 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、使用済燃料プール等を使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、燃料補給設備等を、重大事故等対処設備として使用することを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概略図（全体）へ示されている。（参照：「図3.11-7 燃料プール冷却浄化系 系統概要図」）

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈） 第54条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備） 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>① 本規程第37条3-1(a) 想定事故1「使用済燃料貯蔵層の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対する想定がなされていることを確認。</p> <p>② 本規程第37条3-1(b) 想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵層内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故」に対する想定がなされていることを確認。</p>	<p>①について以下のとおり、想定事故1に対する想定がされていることを確認した。</p> <p>a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定し、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処施設として、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダを使用した注水）を使用する設計とする。</p> <p>b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水 残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合を想定し、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等対処施設として、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダを使用した注水）を使用する設計とする。</p> <p>②について以下のとおり、想定事故2に対する想定がされていることを確認した。</p> <p>使用済燃料プールは、使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、ディフューザ配管上部にサイフォンブレイク孔を設ける設計とする。</p> <p>使用済燃料プールは、使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、ディフューザ配管上部にサイフォンブレイク孔を設ける。また、現場での手動弁の隔離操作によっても漏えいを停止できる設計とする。</p>
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備することを確認。</p> <p>④代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持できることを確認。</p>	<p>③について以下のとおり、代替注水設備を配備する方針であることを確認した。</p> <p>使用済燃料プールへの代替注水。そのために、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、燃料プール代替注水系（常設）配管及びホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、スロッシングによる使用済燃料プールの水位低下に伴う空間線量率の上昇を考慮して、可搬型設備を用いた対策に加え、常設設備を用いた多様性のある対策を整備する方針は妥当であることを確認している。</p> <p>④について以下のとおり、代替注水設備を設計する方針であることを確認した。</p> <p>燃料プール代替注水系は、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に、代替淡水源の水を常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。</p>
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること</p> <p>⑤スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備することを確認。</p> <p>⑥スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであることを確認。</p>	<p>⑤について以下のとおり、可搬型スプレイ設備を配備する方針であることを確認した。</p> <p>使用済燃料プールへのスプレイ。そのために、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、燃料プール代替注水系（常設）配管、ホースを重大事故等対処設備として新たに整備する。なお、スロッシングによる使用済燃料プールの水位低下に伴う空間線量率の上昇を考慮して、可搬型設備を用いた対策に加え、常設設備を用いた多様性のある対策を整備する方針は妥当であることを確認している。</p> <p>⑥について以下のとおり、可搬型スプレイ設備を設計する方針であることを確認した。</p> <p>a. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ</p> <p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>⑦燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備していることを確認。</p>	<p>出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系を使用する。代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>b. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ                      使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、燃料プール代替注水系を使用する。代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで、燃料損傷を緩和するとともに、環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。</p> <p>なお、<u>スロッシングによる使用済燃料プールの水位低下に伴う空間線量率の上昇を考慮して、可搬型設備を用いた対策に加え、常設設備を用いた多様性のある対策を整備する方針は妥当であることを確認</u>している。</p> <p>⑦について以下のとおり、放射性物質の放出を低減するための設備を配備する方針であることを確認した。</p> <p>a. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制                      使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することで、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。</p>
<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p> <p>⑧使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であることを確認。</p>	<p>⑧について以下のとおり、使用済燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>⑨これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p> <p>⑩使用済燃料プールの状態をカメラにより監視できることを確認。</p>	<p>使用済燃料プールの監視設備として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）を使用する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。</p> <p>また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p> <p>⑨について以下のとおり、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすることを確認した。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から給電が可能であり、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</p> <p>⑩について以下のとおり、使用済燃料プールの状態をカメラにより監視できることを確認した。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.11.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）	<p>状態監視設備は代替電源設備である第一ガスタービン発電機等からの給電に対応した設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、使用済燃料貯蔵プール水位、燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度、使用済燃料貯蔵プール温度、燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ、燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、非常用交流電源設備に対して、多様性を有する所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。</li> </ul>
燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</li> </ul>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	設計方針
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型スプレィヘッド	<p>可搬型代替注水ポンプを使用した代替注水及びスプレィは、軽油燃料で運転可能であり、淡水又は海水を水源とすることで設計基準対象施設の注水設備である残留熱除去系に対して多様性を有し、また、これらのポンプを残留熱除去系から離れた位置に分散して保管することで位置的分散が図られる設計とすることを確認した。</p> <p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール代替注水系は、残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>燃料プール代替注水系は、代替淡水源を水源とすることで、使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系に対して異なる水源を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、設計基準事故対処設備と燃料プール代替注水系の多様性、位置的分散について示されている。（表3.11-7、表3.11-14参照）</p>
熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して、多様性を有する設計とし、大容量送水車（熱交換器ユニット用）をディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設</li> </ul>

	計とする。 補足説明資料において、設計基準事故対処設備と代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の多様性、位置的分散について示されている。（表 3.11-24 参照）
--	--

**c. 共用の禁止（第 43 条第 2 項第 2 号）**

54 条で整理する常設重大事故等対処設備は、2 以上の原子炉施設において共用しないことを確認した。

**d. 複数の接続口（第 43 条第 3 項第 3 号）**

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

54 条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

**e. 保管場所（第 43 条第 3 項第 5 号）**

54 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、可搬型スプレイヘッド	可搬型代替注水ポンプを使用した代替注水及びスプレイは、軽油燃料で運転可能であり、淡水又は海水を水源とすることで設計基準対象施設の注水設備である残留熱除去系に対して多様性を有し、また、これらのポンプを残留熱除去系から離れた位置に分散して保管することで位置的分散が図られる設計とすることを確認した。 以下の設計方針であることを確認した。 ・ 燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。 ・ 可搬型スプレイヘッドは、常設スプレイヘッドと異なる場所に保管する。
熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、タービン建屋から離れた屋外に分散して保管することで、タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損わないよう位置的分散を図る設計とする。

2.11.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型スプレイヘッダ、常設スプレイヘッダ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プール代替注水系は、他の設備と独立して使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、他の設備と電氣的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.11.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料上端近傍までの範囲を測定できる設計とすることを確認した。
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とすることを確認した。
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とすることを確認した。
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プール及びその周辺の状況が把握できる設計とすることを確認した。
燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器	燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水に用いる場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして、可搬型スプレイヘッド又は常設スプレイヘッドを使用する場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を1セット1台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット3台、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット4台使用する。</li> <li>保有数は、6号及び7号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の場合に4セット16台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計17台、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の場合に6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。</li> </ul> <p>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイに用いる場合</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、使用済燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し、及び臨界を防止するために必要なスプレイ量を有するものとして、可搬型スプレイヘッドを使用する場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を1セット1台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット3台、又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット4台使用し、常設スプレイヘッドを使用する場合は、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を1セット1台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> </ul>

	<p>を1セット3台として使用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>保有数は6号及び7号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の場合に1セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の場合に6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。</li> </ul>
<p>熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却浄化系熱交換器等で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット1セット1式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1セット1台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4式に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）の合計5式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は、6号及び7号炉共用で4セット4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台を保管する。</li> <li>また、熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、想定される重大事故等時において、燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を同時に使用するため、各システムの必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。</li> </ul>

### 2.11.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
常設スプレイヘッド	常設スプレイヘッドは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
可搬型スプレイヘッド	燃料プール代替注水系の可搬型スプレイヘッドは、原子炉建屋原子炉区域内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
燃料プール冷却浄化系ポンプ、燃料プール冷却浄化系熱交換器	燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
代替原子炉補機冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</li> </ul>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉区域外で可能な設計とすることを確認した。
常設スプレイヘッド	常設スプレイヘッドを使用した代替注水及びスプレイは、スロッシング又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも、被ばく低減の観点から原子炉建屋の外で操作可能な設計とすることを確認した。
燃料プール冷却浄化系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却浄化系ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> <li>燃料プール冷却浄化系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</li> </ul>

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
可搬型スプレイヘッド	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型スプレイヘッドは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。</li> <li>可搬型スプレイヘッドの設置場所への据付けが困難な作業環境に備え、常設のスプレイヘッドを設ける。</li> </ul>
代替原子炉補機冷却系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器ユニットの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</li> <li>代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。</li> <li>大容量送水車（熱交換器ユニット用）の熱交換器ユニットとの接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul>

## 2.11.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
燃料プール代替注水系	燃料プール代替注水系は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とすることを確認した。
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、想定される重大事故等時において、操作を必要とすることなく中央制御室から監視が可能な設計とする。また、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時においても、原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> </ul>
燃料プール冷却浄化系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却浄化系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>燃料プール冷却浄化系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> </ul>
代替原子炉補機冷却系	燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とすることを確認した。

54条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>燃料プール代替注水系は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。</li> </ul>
可搬型スプレイヘッド	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール代替注水系の可搬型スプレイヘッドとホースの接続については、簡便な接続とし、結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。</li> <li>可搬型スプレイヘッドは、現場据付け後の操作は不要な設計とする。</li> </ul>

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）

以下の設計方針であることを確認した。

- ・ 代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。
- ・ 熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。
- ・ 熱交換器ユニットを接続する接続口については、フランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。
- ・ 大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットとの接続は、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型スプレイヘッド、常設スプレイヘッド	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>可搬型スプレイヘッド及び常設スプレイヘッドは、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.11-5、表 3-11-12 参照）</p>
熱交換器ユニット、大容量送水車（熱交換器ユニット用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>熱交換器ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.11-20 参照）</p>
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</li> <li>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.11-29 参照）</p>
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.11-29 参照）</p>
燃料プール冷却浄化系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却浄化系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。</li> <li>燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
代替原子炉補機冷却系	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> <li>代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</li><li>・ 熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li></ul>
--	--

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条））

技術的能力基準 1.12 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第55条及び第43条への適合性を確認する。

工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（第55条）

- 2.12.1 適合方針 ..... 55-2
  - (1) 設置許可基準規則への適合 ..... 55-2
    - 1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出 ..... 55-2
    - 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性 ..... 55-4
      - i) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備 ..... 55-5
        - a. 大気への放射性物質の拡散抑制 ..... 55-5
          - a-1. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制 ..... 55-5
          - b. 海洋への放射性物質の拡散抑制 ..... 55-6
            - b-1. 海洋拡散抑制設備による海洋への拡散抑制 ..... 55-6
        - ii) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備 ..... 55-7
          - c. 航空機燃料火災への泡消火 ..... 55-7
            - c-1. 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火 ..... 55-7
    - (2) 設置許可基準規則解釈への適合 ..... 55-8
  - 2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 ..... 55-10
    - a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号） ..... 55-10
    - b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号） ..... 55-10
    - c. 共用の禁止（第43条第2項第2号） ..... 55-10
    - d. 複数の接続口（第43条第3項第3号） ..... 55-10
    - e. 保管場所（第43条第3項第5号） ..... 55-10
  - 2.12.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） ..... 55-11
  - 2.12.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号） ..... 55-12
  - 2.12.3 環境条件等 ..... 55-13
    - a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） ..... 55-13
    - b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号） ..... 55-13
  - 2.12.4 操作性及び試験・検査性について ..... 55-14
    - (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 55-14
    - (2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 55-15

2.12.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備) 第五十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.12 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.12 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備</p> <p>a. 大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>a-1. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</li> <li>・ 放水砲</li> <li>・ 軽油タンク 【57 条】電源設備</li> <li>・ タンクローリ（4kL） 【57 条】電源設備</li> </ul> <p>b. 海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>b-1. 海洋拡散抑制設備による海洋への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質吸着材</li> <li>・ 汚濁防止膜</li> <li>・ 小型船舶（汚濁防止膜設置用）</li> </ul> <p>(2) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備</p> <p>c. 航空機燃料火災への泡消火</p> <p>c-1. 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）</li> <li>・ 放水砲</li> <li>・ 泡原液混合装置</li> <li>・ 泡原液搬送車</li> <li>・ 軽油タンク 【57 条】電源設備</li> <li>・ タンクローリ（4kL） 【57 条】電源設備</li> </ul> <p>なお、必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「第 1.12.2 表 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.12.1 において、要求事項（技術的能力審査基準，設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「重大事故等対処設備の設備分類等」）。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ホース</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

- i) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備
  - a. 大気への放射性物質の拡散抑制
    - a-1. 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制）として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。
  - ・原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、ホース等で構成し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。
  - ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。
  - ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 9.7-1 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））と追補の概略系統図（第 1.12.1 図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 9.7-1 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制））に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図 3.12-1 大気への放射性物質の拡散抑制 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、ホースを使用することを確認した。

b. 海洋への放射性物質の拡散抑制

b-1. 海洋拡散抑制設備による海洋への拡散抑制

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（海洋拡散抑制設備による海洋への拡散抑制）として、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として、海洋拡散抑制設備を使用する。
  - ・海洋拡散抑制設備は、放射性物質吸着材、汚濁防止膜等で構成する。
  - ・放射性物質吸着材は、雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう、5号、6号及び7号炉の雨水排水路集水柵並びにフラップゲート入口3箇所の計6箇所に設置できる設計とする。
  - ・汚濁防止膜は、汚染水が発電所から海洋に流出する4箇所（北放水口1箇所及び取水口3箇所）に設置することとし、小型船舶（汚濁防止膜設置用）により設置できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、海洋への放射性物質の拡散を抑制する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.7-2図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置図（海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制））と追補の概略系統図（第1.12.6図 放射性物質吸着材の設置位置図及び第1.12.8図 汚濁防止膜の設置位置図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.7-2図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置図（海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制））に記載されていることを確認した。補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.12-2 海洋への放射性物質の拡散抑制（放射性物質吸着材） 系統概要図」及び「図3.12-3 海洋への放射性物質の拡散抑制（汚濁防止膜） 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

ii) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

c. 航空機燃料火災への泡消火

c-1. 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火）として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、軽油タンク及びタンクローリ（4kL）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋放水設備を使用する。
  - ・原子炉建屋放水設備は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、ホース等で構成し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。
  - ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に至った場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第9.7-3 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火））と追補の概略系統図（第1.12.11 図 航空機燃料火災への対応の概要図）が整合していることを確認した。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第9.7-3 図 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概要図（原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火））に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図に示されている。（参照：「図3.12-4 航空機燃料火災への泡消火 系統概要図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、流路として、ホースを使用することを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈）                      第55条（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）                      1 第55条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。                      b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。                      c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。                      d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。                      e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</p>	
<p>①原子炉建屋に放水できる設備を配備することを確認。</p>	<p>①放水設備による原子炉建屋への放水。そのために、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。</p>
<p>②放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できることを確認。</p>	<p>②航空機衝突による航空機燃料火災に対しては、泡原液混合装置等により、泡消火薬剤を混合し、放水砲等による泡消火ができる仕様であることを確認した。具体的には、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、ホース等で構成し、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とすることを確認した。</p>
<p>③放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なことを確認。</p>	<p>③大容量送水車、放水砲等は、車両等により運搬、移動できるため、原子炉建屋に対して、複数の方向から放水できることを確認した。</p>
<p>④放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備することを確認。</p>	<p>④大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
⑤海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備することを確認。	⑤原子炉建屋への放水に伴う海洋への放射性物質の拡散の抑制。そのために、放射性物質吸着材、汚濁防止膜、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.12.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多重性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備はないことを確認した。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故防止設備はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管することを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

55条で整理する常設重大事故等対処設備はないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置することを確認した。

55条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

55条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等はないが、可搬型重大事故緩和設備として以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管することを確認した。

2.12.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
大容量送水車	<p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>
泡原液搬送車	<p>泡原液搬送車は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>泡原液搬送車は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>
放水砲	<p>放水砲は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>放水砲は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>放水砲は、放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>
放射性物質吸着材	<p>放射性物質吸着材は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>放射性物質吸着材は、透過性を考慮した設計とすることで、雨水排水路集水桝等からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p> <p>仮に閉塞した場合においても、放射性物質吸着材の吊り上げ等によって流路を確保することができる設計とすることを確認した。</p>
泡原液混合装置、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）	<p>泡原液混合装置、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>

2.12.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故等対処設備はないことを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、想定される重大事故等時において、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して、1台で複数号炉に放水するため、移動等ができる設計とし、放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを6号及び7号炉共用で1セット1台使用することを確認した。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管することを確認した。
放射性物質吸着材	放射性物質吸着材は、想定される重大事故等時において、6号及び7号炉の雨水排水路集水柵並びに6号及び7号炉の雨水排水路から汚染水が溢れた場合の代替排水路となる5号炉の雨水排水路集水柵及びフラップゲート入口3箇所の計6箇所に設置することを確認した。保有数は、各設置場所に対して1式を保管することを確認した。
汚濁防止膜	汚濁防止膜は、想定される重大事故等時において、海洋への放射性物質の拡散を抑制するため、設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とすることを確認した。保有数は、各設置場所の幅に応じて必要な本数を2組（6号及び7号炉共用）に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して2本（6号及び7号炉共用）を保管することを確認した。
小型船舶（汚濁防止膜設置用）	小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、想定される重大事故等時において、設置場所に汚濁防止膜を設置するために対応できる容量として、6号及び7号炉共用で1セット1台使用することを確認した。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管することを確認した。

2.12.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</li> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。</li> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.12-2参照）
放水砲、泡原液混合装置、放射性物質吸着材	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・放水砲、泡原液混合装置及び放射性物質吸着材は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</li> <li>・放水砲、泡原液混合装置及び放射性物質吸着材は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.12-2参照）
泡原液搬送車、汚濁防止膜、小型船舶（汚濁防止膜設置用）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・泡原液搬送車、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</li> <li>・汚濁防止膜は海に設置し、小型船舶（汚濁防止膜設置用）は海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、想定する環境条件及び荷重条件が示されている。（表3.12-2参照）

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> <li>・小型船舶（汚濁防止膜設置用）の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul> 補足説明資料において、操作対象機器設置場所が示されている。（表3.12-3参照）

2.12.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

55条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> </ul> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液搬送車は設置場所にて輪留めにより固定等ができる設計とする。</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車の接続は、簡便な接続とし、一般的に使用される工具を用いて、ホースを確実に接続することができる設計とする。</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</p> <p>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲、泡原液混合装置及び泡原液搬送車は、設置場所を任意に設定し、複数の方向から放水できる設計とする。</p>
放射性物質吸着材	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質吸着材は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・放射性物質吸着材は、車両により屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、容易に設置できる設計とする。</li> </ul>
汚濁防止膜	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・汚濁防止膜は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・汚濁防止膜は、車両により屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて設置できる設計とする。</li> </ul>
小型船舶（汚濁防止膜設置用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、車両により屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所で容易に操縦できる設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液混合装置	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液混合装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.12-4 及び表 3.12-5 参照）</p>
泡原液搬送車	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泡原液搬送車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、内容量及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・泡原液搬送車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.12-6 参照）</p>
放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質吸着材、汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、試験及び検査の内容が示されている。（表 3.12-7 参照）</p>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（第56条））

技術的能力基準 1.13 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第56条及び第43条への適合性を確認する。

**重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（第56条）**

- 2.13.1 適合方針 ..... 56-2
  - (1) 設置許可基準規則への適合 ..... 56-2
    - 1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出 ..... 56-2
    - 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性 ..... 56-3
      - 2) - 1 重大事故等の収束に必要となる水源 ..... 56-4
        - a. 復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備【45条】、【47条】、【49条】、【51条】 ..... 56-4
        - b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備【45条】、【47条】、【49条】、【50条】、【51条】 ..... 56-5
        - c. ほう酸水注入貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備【44条】 ..... 56-5
        - d. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備【45条】、【47条】、【48条】、【49条】、【51条】 ..... 56-5
        - e. 海を水源とした場合に用いる設備 ..... 56-6
          - e-1. 海を水源とした場合に用いる設備（各系統の水源として使用する場合）【45条】、【47条】、【49条】、【51条】 ..... 56-6
          - e-2. 海を水源とした場合に用いる設備（最終ヒートシンクへの代替熱輸送）【48条】 ..... 56-7
          - e-3. 海を水源とした大気への拡散抑制【55条】 ..... 56-7
          - e-4. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火【55条】 ..... 56-7
      - 2) - 2 水源へ水を補給するための設備 ..... 56-8
        - a. 復水貯蔵槽へ水を補給するための設備 ..... 56-8
  - (2) 設置許可基準規則解釈への適合 ..... 56-9
- 2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 ..... 56-11
  - a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号） ..... 56-11
  - b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号） ..... 56-11
  - c. 共用の禁止（第43条第2項第2号） ..... 56-11
  - d. 複数の接続口（第43条第3項第3号） ..... 56-11
  - e. 保管場所（第43条第3項第5号） ..... 56-11
- 2.13.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） ..... 56-13
- 2.13.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号） ..... 56-14
- 2.13.3 環境条件等 ..... 56-15
  - a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） ..... 56-15
  - b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号） ..... 56-15
- 2.13.4 操作性及び試験・検査性について ..... 56-15
  - (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 56-15
  - (2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 56-16

2.13.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>①技術的能力審査基準 1.13 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>②①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>①技術的能力審査基準 1.13 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 重大事故等の収束に必要な水源</p> <p>a. 復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽</li> <li>【45 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【47 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【49 条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備、【51 条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> </ul> <p>b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・サプレッション・チェンバ</li> <li>【45 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【47 条】原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備、【49 条】原子炉格納容器内の冷却等のための設備、【50 条】原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備、【51 条】原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備</li> </ul> <p>c. ほう酸水注入貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ほう酸水注入系貯蔵タンク 【44 条】緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備</li> </ul> <p>d. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)</li> <li>・可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 【54 条】使用済燃料の貯蔵槽の冷却等のための設備</li> </ul> <p>e. 海を水源とした場合に用いる設備</p> <p>e-1. 海を水源とした大容量送水車（海水取水用）による可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)への送水</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)</li> <li>・可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 【54 条】使用済燃料の貯蔵槽の冷却等のための設備</li> <li>・大容量送水車（海水取水用）</li> <li>・燃料補給設備（6号炉及び7号炉共用） 【57 条】電源設備</li> </ul> <p>e-2. 海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量送水車（熱交換器ユニット用）</li> </ul> <p>e-3. 海を水源とした大気への拡散抑制</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）【55 条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放水砲【55条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</li> <li>e-4. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火             <ul style="list-style-type: none"> <li>・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） 【55条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</li> <li>・放水砲 【55条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</li> <li>・泡原液混合装置 【55条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</li> <li>・泡原液搬送車 【55条】工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備</li> </ul> </li>   <li>（2）水源へ水を補給するための設備             <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 復水貯蔵槽へ水を補給するための設備                 <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）</li> <li>・大容量送水車（海水取水用）</li> <li>・燃料補給設備（6号炉及び7号炉共用） 【57条】電源設備</li> </ul> </li> <li>b. 防火水槽へ水を補給するための設備                 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ホース</li> <li>・大容量送水車（海水取水用）</li> <li>・燃料補給設備（6号炉及び7号炉共用） 【57条】電源設備</li> </ul> </li> </ul> </li>   <li>②重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.13.1.1多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。              補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</li>   <li>③流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。             <ul style="list-style-type: none"> <li>・海水貯留堰 【その他設備】非常用取水設備</li> <li>・スクリーン室 【その他設備】非常用取水設備</li> <li>・取水路 【その他設備】非常用取水設備</li> </ul> </li>   <li>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</li> </ul>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p>（設備の目的）</p>

<p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>＜BWRの場合＞</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

2) - 1 重大事故等の収束に必要な水源

a. 復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備【45条】、【47条】、【49条】、【51条】

<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p>
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備）のうち水源として、復水貯蔵槽を使用することを確認した。その他の設備（系統）については、該当する各条文にて確認を行っている。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水貯蔵槽は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として、使用できる設計とする。</li> </ul>
<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 想定される重大事故等時において、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として、復水貯蔵槽を使用する場合を想定していることを確認した。</p>
<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-1図）と追補の概要図（第1.13.10図等）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第5.7-1図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p>

（その他の設備）

⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

b. サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備【45条】、【47条】、【49条】、【50条】、【51条】

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（サプレッション・チェンバを水源とした注水）として、サプレッション・チェンバを使用することを確認した。その他の設備（系統）については、該当する各条文にて確認を行っている。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

・サプレッション・チェンバは、想定される重大事故等時において、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替循環冷却系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の水源として、使用できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 想定される重大事故等時において、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合代替手段である代替循環冷却系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の水源として、サプレッション・チェンバを使用する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-2図）と追補の概要図（第1.2.16図等）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（第5.7-2図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略図系統」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

c. ほう酸水注入貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備【44条】

確認結果（柏崎刈羽6、7）

【44条】にて記載。

d. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備【45条】、【47条】、【48条】、【49条】、【51条】

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

① 代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を使用することを確認した。その他の重大事故等対処設備については、該当する各条文にて確認を行っている。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

・想定される重大事故等時において、復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、また、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事

故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として、代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池を使用できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 想定される重大事故等時において、以下の場合を想定していることを確認した。
- ・ 復水貯蔵槽へ水を供給するため、代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池を使用する場合。
  - ・ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池を使用する場合。
  - ・ 使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として、代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池を使用する場合。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-4図）と追補の概要図（第1.13.5図、第1.13.6図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第5.7-4図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略図系統」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。

e. 海を水源とした場合に用いる設備

e-1. 海を水源とした場合に用いる設備（各系統の水源として使用する場合）【45条】、【47条】、【49条】、【51条】

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 海を水源として使用することを確認した。また、重大事故等対処設備（海を水源とした場合に用いる設備）として、大容量送水車（海水取水用）を使用することを確認した。その他の設備（系統）については、該当する各条文にて確認を行っている。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・ 想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として使用できる設計とする。また、使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、大容量送水車（海水取水用）を使用できる設計とする。
  - ・ 大容量送水車（海水取水用）は、海水を各系統へ供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 想定される重大事故等時において、以下の場合を想定していることを確認した。
- ・ 復水貯蔵槽へ水を供給するための水源として、海を使用する場合。
  - ・ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として、海を使用する場合。
  - ・ 使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として、海を使用する場合。

<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-5図）と追補の概略系統図（第1.13.8図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第5.7-5図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。</p>
---

e-2. 海を水源とした場合に用いる設備（最終ヒートシンクへの代替熱輸送）【48条】

<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p>
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（最終ヒートシンクへの代替熱輸送）として、大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を使用することを確認した。その他の設備（系統）については、該当する各条文にて確認を行っている。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び原子炉建屋放水設備大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の水源として海を使用できる設計とする。</li> <li>・ 大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、海水を各系統へ供給できる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び原子炉建屋放水設備の大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の水源として、海を使用する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第5.7-6図）と追補の概略系統図（第1.13.21図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第5.7-6図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として使用する設備がないことを確認した。</p>

e-3. 海を水源とした大気への拡散抑制【55条】

<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p>
<p>【55条】にて記載。</p>

e-4. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火【55条】

<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p>
<p>【55条】にて記載。</p>

2) - 2 水源へ水を補給するための設備

a. 復水貯蔵槽へ水を補給するための設備

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（復水貯蔵槽へ水を補給）への送水）として、大容量送水車（海水取水用）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、ホースを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池の水をホースを介して復水貯蔵槽へ補給できる設計とする。
  - ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は、海水を復水補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。
  - ・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等により、復水貯蔵槽が枯渇するおそれがある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 5.7-8 図）と追補の概略系統図（第 1.13.21 図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 5.7-8 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図へ示されている。（参照：「概略系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、海水貯留堰、スクリーン室及び取水路を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈）                      第56条（重大事故等の収束に必要な水の供給設備）                      1 第56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>① 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できることを確認。</p>	<p>① 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できることを確認した。具体的には以下の通り。</p> <p>設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置、保管することを確認した。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを設ける。また、これら重大事故等の収束に必要な水源とは別に、代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を設けることを確認した。また、海を利用するために必要な設備として、大容量送水車（海水取水用）を設けることを確認した。</p> <p>重大事故等の収束に必要な水の供給設備のうち、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）、大容量送水車（熱交換器ユニット用）を設けることを確認した。また、海を利用するために必要な設備として、大容量送水車（海水取水用）及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を設けることを確認した。</p>
<p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>② 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保するための</p>	<p>② 複数の代替淡水源として、防火水槽、淡水貯水池が確保されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
措置がとられていることを確認。	
<div data-bbox="240 407 1071 499" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">c) 海を水源として利用できること。</div> <p data-bbox="240 548 1071 583">③海を水源として利用できることを確認。</p>	<p data-bbox="1101 548 2691 583">③ 淡水が枯渇した場合に、海を水源として利用できる設計とすることを確認した。</p>
<div data-bbox="240 678 1071 770" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</div> <p data-bbox="240 777 1071 812">④各水源からの移送ルートが確保されていることを確認。</p>	<p data-bbox="1101 642 2691 720">④⑤ 代替水源からの移送ルートを確認し、ホース、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び大容量送水車(海水取水用)については、屋外に分散して保管することを確認した。</p>
<div data-bbox="240 884 1071 930" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</div> <p data-bbox="240 982 1071 1018">⑤代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくことを確認。</p>	

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.13.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
復水貯蔵槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋に設置することで、原子炉建屋内に設置するサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（海水取水用）は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわれないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

56条で整理する可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。 補足説明資料において、可搬型代替注水ポンプの配置場所、建屋との接続口について示されている。（56-6接続図）

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）

可搬型代替注水ポンプ（A-2）、大容量送水車（海水取水用、大容量送水車（熱交換器ユニット用）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
--	---

2.13.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（海水取水用）は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、放射性物質を含む系統と含まない系統を区別するため、通常時に接続口を弁により隔離する設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（海水取水用）は、治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（海水取水用）は、飛来物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.13.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水貯蔵槽は、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての容量が、想定される重大事故等時において、代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有しているため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</li> <li>・ サプレッション・チェンバは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての保有水量での水頭が、想定される重大事故等時において、代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。</li> </ul>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット4台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で4セット16台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計17台を保管する。</li> </ul>
大容量送水車（海水取水用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大容量送水車（海水取水用）は、（海水取水用）は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要な十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを6号及び7号炉共用で1セット1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で2セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計3台を保管する。</li> </ul>

2.13.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
復水貯蔵槽、 サプレッション・チェンバ、 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、 大容量送水車（海水取水用）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>復水貯蔵槽は、廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>サプレッション・チェンバは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）は屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</li> <li>大容量送水車（海水取水用）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</li> </ul>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-2級） 大容量送水車（海水取水用）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の常設設備との接続及び操作並びに系統構成に必要な弁操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> <li>大容量送水車（海水取水用）の操作等は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul>

2.13.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
復水貯蔵槽、サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽は、【45条】【47条】【49条】【51条】に記載する。 サプレッション・チェンバは、【50条】に記載する。

56条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を接続する接続口については、簡便な接続とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号炉及び7号炉が相互に使用できるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（海水取水用）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> </ul>
大容量送水車（海水取水用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大容量送水車（海水取水用）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>大容量送水車（海水取水用）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>大容量送水車（海水取水用）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
復水貯蔵槽	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>復水貯蔵槽は、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に漏えいの有無の確認並びに内部の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
サプレッション・チェンバ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッション・チェンバは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）、大容量送水車（熱交換器ユニット用）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（海水取水用）及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（電源設備（第57条））

技術的能力基準 1.14 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 57 条及び第 43 条への適合性を確認する。

電源設備（第57条）

- 2.14.1 適合方針 ..... 57-2
  - (1) 設置許可基準規則への適合 ..... 57-2
    - 1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出 ..... 57-2
    - 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性 ..... 57-4
      - a. 非常用交流電源設備による給電 ..... 57-4
      - b. 常設代替交流電源設備による給電 ..... 57-5
      - c. 可搬型代替交流電源設備による給電 ..... 57-6
      - d. 号炉間電力融通電気設備による給電 ..... 57-6
      - e. 非常用直流電源設備からの給電 ..... 57-7
      - f. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 ..... 57-7
      - g. 可搬型直流電源設備による給電 ..... 57-8
      - h. 代替所内電気設備による給電 ..... 57-8
      - i. 燃料補給設備による給油 ..... 57-9
  - (2) 設置許可基準規則解釈への適合 ..... 57-10
- 2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 ..... 57-13
  - a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号） ..... 57-13
  - b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号） ..... 57-14
  - c. 共用の禁止（第43条第2項第2号） ..... 57-14
  - d. 複数の接続口（第43条第3項第3号） ..... 57-15
  - e. 保管場所（第43条第3項第5号） ..... 57-15
- 2.14.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） ..... 57-16
- 2.14.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号） ..... 57-18
- 2.14.3 環境条件等 ..... 57-19
  - a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） ..... 57-19
  - b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号） ..... 57-20
- 2.14.4 操作性及び試験・検査性について ..... 57-21
  - (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 57-21
  - (2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 57-22

2.14.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(電源設備)</p> <p>第五十七条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.14 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>第 57 条第 2 項の要求に対する機器については、今回は未申請であり、対象外であることを確認した（附則にて工事計画認可の日から起算して 5 年を経過する日まで猶予有り）。</p> <p>①技術的能力審査基準 1.14 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>(1) 非常用交流電源設備による給電に用いる設備</p> <p>a. 非常用交流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機</li> <li>・燃料ディタンク</li> <li>・燃料移送ポンプ</li> <li>・軽油タンク</li> </ul> <p>(2) 代替交流電源設備による給電に用いる設備</p> <p>b. 常設代替交流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）</li> <li>・第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6 号及び 7 号炉共用）</li> <li>・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6 号及び 7 号炉共用）</li> <li>・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）</li> <li>・タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）</li> </ul> <p>c. 可搬型代替交流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・電源車（6 号及び 7 号炉共用）</li> <li>・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）</li> <li>・タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）</li> </ul> <p>(3) 号炉間電力融通電気設備による給電に用いる設備</p> <p>d. 号炉間電力融通ケーブルによる給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・号炉間電力融通ケーブル（常設）</li> <li>・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）</li> </ul> <p>(4) 代替直流電源設備による給電に用いる設備</p> <p>e. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直流 125V 蓄電池 A</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 直流 125V 蓄電池 A-2</li> <li>・ AM 用直流 125V 蓄電池</li> <li>・ 直流 125V 充電器 A</li> <li>・ 直流 125V 充電器 A-2</li> <li>・ AM 用直流 125V 充電器</li> </ul> <p>f. 可搬型直流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電源車</li> <li>・ AM 用直流 125V 充電器</li> <li>・ 軽油タンク</li> <li>・ タンクローリ（4kL）</li> </ul> <p>（5）代替所内電気設備による給電に用いる設備</p> <p>g. 代替所内電気設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急用断路器（6号及び7号炉共用）</li> <li>・ 緊急用電源切替箱断路器</li> <li>・ 緊急用電源切替箱接続装置</li> <li>・ AM 用動力変圧器</li> <li>・ AM 用 MCC</li> <li>・ AM 用切替盤</li> <li>・ AM 用操作盤</li> <li>・ 非常用高圧母線 C 系</li> <li>・ 非常用高圧母線 D 系</li> </ul> <p>（6）燃料の補給に用いる設備</p> <p>h. 燃料補給設備による給油</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 軽油タンク（6号及び7号炉共用）</li> <li>・ タンクローリ（4kL）</li> </ul> <p>補足説明資料（添付資料 1.14.1）において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：審査基準、基準規則と対処設備との対応表）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>③ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備がないことを確認した。</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 非常用交流電源設備による給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 重大事故等対処設備（設計基準拡張）（非常用交流電源設備による給電）として非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機、燃料ディタンク、軽油タンク及び燃料移送ポンプ）を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用交流電源設備は、重大事故等時に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）、ほう酸水注入系、高圧炉心注水系、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉補機冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）、計装設備及び非常用ガス</li> </ul>

処理系へ電力を供給できる設計とする

（機能喪失の想定）

- ③ 想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備が使用できる場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.1-1図 所内単線結線図）と追補の概略系統図（第1.14.2図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備のうち、非常用ディーゼル発電機が概略系統図（第10.1-1図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

b. 常設代替交流電源設備による給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による給電）として常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、軽油タンク、タンクローリ（16kL））を使用することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・ 第一ガスタービン発電機は、中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。
- ・ 第一ガスタービン発電機の燃料は、第一ガスタービン発電機用燃料タンクより第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。
- ・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は、軽油タンクよりタンクローリ（16kL）を用いて補給できる設計とする。

補足説明資料において、第一ガスタービン発電機への燃料補給の手段、頻度等が示されている。（参照：「57-11 燃料補給に関する補足説明資料」）

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.2-1図～3図、第10.2-17図 代替電源設備系統概要図と追補の概略系統図（第1.14.7図））が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備のうち第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプが概略系統図（第10.2-1図～3図）に記載されていることを確認した。また、①で示す設備のうち軽油タンク、タンクローリ（16kL）が第10.2-17図に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

c. 可搬型代替交流電源設備による給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型代替交流電源設備による給電）として可搬型代替交流電源設備（電源車、軽油タンク、タンクローリ（4kL））を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・電源車は、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系、又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。
  - ・電源車の燃料は、軽油タンクよりタンクローリ（4kL）を用いて補給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.2-4図～7図 代替電源設備系統概要図と追補の概略系統図（第1.14.7図））が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備のうち電源車が第10.2-4図～7図に記載されていることを確認した。また、①で示す設備のうち軽油タンク、タンクローリ（4kL）が第10.2-18図に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

d. 号炉間電力融通電気設備による給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備と（号炉間電力融通電気設備による給電）して号炉間電力融通電気設備（号炉間電力融通ケーブル（常設）、号炉間電力融通ケーブル（可搬型））を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・号炉間電力融通ケーブル（常設）をあらかじめ敷設し、6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、他号炉の電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系に電力を供給できる設計とする。
  - ・号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合に、予備ケーブルとして号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、他号炉の電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系に電力を供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.2-8図～9図 代替電源設備系統概要図と追補の概略系統図（第1.14.7図））が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が設備の概略系統図 第10.2-8図～9図に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 非常用直流電源設備からの給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（設計基準拡張）（非常用直流電源設備からの給電）として非常用直流電源設備（蓄電池（非常用））を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・非常用直流電源設備は、全交流動力電源喪失から12時間、蓄電池（非常用）から電力を供給できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備が使用できる場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.1-3(1)図、第10.1-3(2)図 直流電源単線結線図）と追補の概略系統図（第1.14-17図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備のうち蓄電池（非常用）が概略系統図 第10.1-3(1)図、第10.1-3(2)図に記載されていることを確認した。  
補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

f. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（所内蓄電式直流電源設備による給電）として所内蓄電式直流電源設備（直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2、AM用直流125V蓄電池、直流125V充電器A、直流125V充電器A-2、AM用直流125V充電器）を使用することを確認した。また、重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による給電）として常設代替直流電源設備（AM用直流125V蓄電池、AM用直流125V充電器）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・所内蓄電式直流電源設備は、全交流動力電源喪失から8時間後に、不要な負荷の切り離しを行い、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源を直流125V充電器A、直流125V充電器A-2又はAM用直流125V充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。
  - ・常設代替直流電源設備は、AM用直流125V蓄電池、AM用直流125V充電器、電路、計測制御装置等で構成し、全交流動力電源喪失から24時間にわたり、AM用直流125V蓄電池から電力を供給できる設計とする。また、交流電源復旧後に、交流電源をAM用直流125V充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図 第10.2.10(1)図～第10.2.12(2)図 代替電源設備系統概要図と追補の概略系統図（第1.14.18図、第1.14.34図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図 第10.2.10(1)図～第10.2.12(2)図 代替電源設備系統概要図に記載されていることを確認した。                  補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。</p>
---

g. 可搬型直流電源設備による給電

<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p>
<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（可搬型直流電源設備による給電）として可搬型直流電源設備（電源車、AM用直流125V充電器、軽油タンク、タンクローリ（4kL））を使用することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型直流電源設備は、電源車を代替所内電気設備及びAM用直流125V充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。</li> <li>・電源車の燃料は、軽油タンクよりタンクローリ（4kL）を用いて補給できる設計とする。</li> <li>・可搬型直流電源設備は、電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.2.13図～15図 代替電源設備系統概要図と追補の概略系統図（第1.14.27図））が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第10.2.13図～15図）に記載されていることを確認した。                  補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。</p>

h. 代替所内電気設備による給電

<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p>
<p>（設備の目的）</p>

- ① 重大事故等対処設備（代替所内電気設備による給電）として代替所内電気設備（緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC、AM 用切替盤、AM 用操作盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・代替所内電気設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。
  - ・代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-16 図 代替所内電気設備と追補の概略系統図（第 1.14.45 図））が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10.2-16 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「57-3 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

i. 燃料補給設備による給油

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（燃料補給設備による給油）として燃料補給設備（軽油タンク、タンクローリ（4kL）及びホース）を使用することを確認した。

- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、大容量送水車（海水取水用）、モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。
- ・軽油タンクからタンクローリ（4kL）への軽油の補給は、ホースを用いる設計とする。

補足説明資料において、消防車及び緊急時対策所用発電機への燃料補給の手段、頻度等が示されている。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時に補機駆動用の軽油の補給が必要な場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第 10.2-18 図 代替電源設備系統概要図）と追補の概略系統図（第 1.14-31 図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（第 10.2-18 図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈） 第57条（電源設備） 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	
<p>a) 代替電源設備を設けること。 i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。 ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。 iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>① 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備することを確認。</p> <p>② 常設代替電源設備として交流電源設備を設置することを確認。</p> <p>③ 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ることを確認。</p>	<p>①以下のとおり、可搬型代替電源設備（電源車）を配備することを確認した。</p> <p>（電源車） c. 可搬型代替交流電源設備による給電 g. 可搬型直流電源設備による給電</p> <p>②以下のとおり、常設代替交流電源設備を設置することを確認した。 （常設代替交流電源設備） b. 常設代替交流電源設備による給電</p> <p>③多様性及び独立性及び位置的分散については、「2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 a. 設計基準事故対処設備等との多重性」にて確認。</p>
<p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p>	<p>④蓄電池（非常用及び重大事故等対処用）は、負荷の切り離しを行わずに8時間、必要な負荷以外を切り離して計24時間の電力の給電が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>以下のとおり、所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を設置することを確認した。 f. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電</p> <p>・直流125V蓄電池A-2、AM用直流125V蓄電池は、直流125V蓄電池Aにより8時間にわたり電力の供給を行った後、必要な負荷以外を切り離して16時間にわたり電力の供給を行うことが可能な設計とする。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>と。</p> <p>④ 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であることを確認。</p>	
<p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>⑤ 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備することを確認。</p>	<p>⑤以下のとおり、可搬型直流電源設備を設置することを確認した。</p> <p>f. 可搬型直流電源設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型直流電源設備は、電源車の運転を継続することで、設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。</li> <li>電源車は、軽油タンクよりタンクローリ(4kL)を用いて燃料を補給できる設計とする。</li> </ul>
<p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p> <p>⑥ 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できることを確認</p>	<p>⑥以下のとおり、号機間の電力融通として号炉間電力融通ケーブル等を配備することを確認した。</p> <p>d. 号炉間電力融通電気設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>号炉間電力融通ケーブル（常設）をあらかじめ敷設し、6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、他号炉の電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系に電力を供給できる設計とする。また、号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合に、予備ケーブルとして号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで、他号炉の電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系に電力を供給できる設計とする。</li> </ul>
<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>⑦ 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所</p>	<p>⑦代替所内電気設備は、緊急用電源切替箱断路器、AM用動力変圧器等を設けることなどにより少なくとも一系統は機能が維持され、これらは設置場所で操作が可能であり接近性を有することを確認した。</p> <p>以下のとおり、代替所内電気設備として号緊急用電源切替箱断路器、AM用動力変圧器等を配備することを確認した。</p> <p>h. 代替所内電気設備による給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替所内電気設備は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。</li> <li>代替所内電気設備は、共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また、</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ることを確認。</p>	<p>代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.14.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
常設代替交流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、第一ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>常設代替交流電源設備は、第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料にて、設計基準対処設備と第一ガスタービン発電機の多様性、位置的分散について示されている。（表57-9-8）</p>
号炉間電力融通電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は、コントロール建屋内に設置することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、原子炉建屋及びコントロール建屋から離れた屋外に保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及びコントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>
所内蓄電式直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所内蓄電式直流電源設備は、コントロール建屋内の非常用直流電源設備4系統のうち3系統と異なる区画及び原子炉建屋内に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>所内蓄電式直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備4系統のうち3系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</li> </ul>
常設代替直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替直流電源設備は、原子炉建屋内に設置することで、コントロール建屋内の非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>常設代替直流電源設備は、蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</li> </ul>
代替所内電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替所内電気設備の緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用動力変圧器、AM用MCC及びAM用操作盤は、非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> <li>代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料にて、設計基準対処設備と代替所内電気設備の多様性、位置的分散について示されている。（表57-9-9）</p>

軽油タンク	軽油タンクは、屋外に分散して設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
-------	--

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>可搬型代替交流電源設備の電源車は、屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>可搬型代替交流電源設備は、電源車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</li> <li>可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動する第一ガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は、屋外のタービン建屋近傍の第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>
タンクローリ（16kL）	タンクローリ（16kL）は、原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型直流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型直流電源設備は、電源車から直流母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。</li> <li>可搬型直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、AM用直流125V充電器により交流電力を直流に変換できることで、蓄電池（非常用）を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>可搬型直流電源設備の電源車、AM用直流125V充電器及びタンクローリ（4kL）は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ及びコントロール建屋内の充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>
タンクローリ（4kL）	タンクローリ（4kL）は、屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設ごと<sup>2</sup>に要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上

の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
常設代替交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は、共用により第一ガスタービン発電機から自号炉だけでなく他号炉にも電力の供給が可能となり、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。</li> <li>第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク、第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉を断路器等により系統を隔離して使用する設計とする。</li> </ul>
号炉間電力融通電気設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>号炉間電力融通ケーブル（常設）は、共用により6号及び7号炉相互間での電力融通を可能とし、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。号炉間電力融通ケーブル（常設）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、通常時は接続先の系統と分離した状態で設置する設計とする。</li> </ul>
軽油タンク	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>軽油タンクは、第一ガスタービン発電機、電源車、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、大容量送水車（熱交換器ユニット用）、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、大容量送水車（海水取水用）、モニタリング・ポスト用発電機及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており、共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり、安全性の向上が図られることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。軽油タンクは、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉に必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに、号炉の区分けなくタンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。</li> </ul> <p>※軽油タンクは、重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号及び7号炉共用とする。</p>

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に隔離した位置に複数箇所設置することを確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。
可搬型直流電源設備（電源車）	可搬型直流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とすることを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
タンクローリ（4kL）、タンクローリ（16kL）	タンクローリ（4kL）、タンクローリ（16kL）は、原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

可搬型代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備の電源車は、屋外のタービン建屋近傍の第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型直流電源設備	可搬型直流電源設備の電源車、AM用直流125V充電器は、屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで、原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク、原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ及びコントロール建屋内の充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

#### 2.14.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
非常用交流電源設備、非常用直流電源設備	非常用ディーゼル発電機、軽油タンク及び蓄電池（非常用）は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
常設代替交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>常設代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>常設代替交流電源設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>第一ガスタービン発電機及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
可搬型代替交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>電源車は治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
号炉間電力融通電気設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は、接続先の系統と分離し、重大事故等時に接続等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は治具による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
所内蓄電式直流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>所内蓄電式直流電源設備の直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2は、通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の</li> </ul>

	設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
可搬型直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は、通常時は非常用直流電源設備と分離し、重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する、及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 可搬型直流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作、遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 可搬型直流電源設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
代替所内電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替所内電気設備の緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は、通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 代替所内電気設備の AM 用切替盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は、重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
燃料補給設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は、接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 燃料補給設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ 燃料補給設備の軽油タンクは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・ タンクローリ（4kL）及びタンクローリ（16kL）は治具や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>

2.14.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
常設代替交流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第一ガスタービン発電機は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。</li> <li>第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、想定される重大事故等時において、タンクローリ（16kL）で燃料を補給するまでの間、第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。</li> <li>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、想定される重大事故等時において、第一ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。</li> </ul> <p>補足説明資料において、重大事故等時に用いる機器について負荷容量の積上げ等が示されている。（参照：「57-5 容量設定根拠」）</p>
号炉間電力融通電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>号炉間電力融通ケーブル（常設）は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</li> <li>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1式として使用する。保有数は、号炉間電力融通ケーブル（常設）の故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）を保管する。</li> </ul>
非常用交流電源設備	<p>非常用ディーゼル発電機、燃料ディタンク、軽油タンク及び燃料移送ポンプは、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p>
非常用直流電源設備	<p>蓄電池（非常用）は、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。</p>
所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備	<p>直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池は、想定される重大事故等時において、負荷の切り離しを行わず8時間、その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とすることを確認した。</p>
代替所内電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用動力変圧器及びAM用MCCは、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</li> <li>AM用直流125V充電器は、想定される重大事故等時において、必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。</li> </ul>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
タンクローリ(4kL)、タンクローリ(16kL)	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ タンクローリ（4kL）は、想定される重大事故等時において、その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に、燃料を補給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット3台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計4台を保管する。</li> <li>・ タンクローリ（16kL）は、想定される重大事故等時において、第一ガスタービン発電機用燃料タンクに、燃料を補給できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。</li> </ul>
可搬型代替交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電源車は、想定される重大事故等時において、最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で4セット8台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計9台を保管する。</li> </ul> <p>補足説明資料において、重大事故等時に用いる機器について負荷容量の積上げ等が示されている。（参照：「57-5 容量設定根拠」）</p>

### 2.14.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
非常用交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機及び燃料ディタンクは、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 軽油タンク及び燃料移送ポンプは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>
非常用直流電源設備	蓄電池（非常用）及びそれに充電する充電器は、コントロール建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
常設代替交流電源設備	第一ガスタービン発電機、第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
号炉間電力融通電気設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 号炉間電力融通ケーブル（常設）は、コントロール建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>・ 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、屋外に保管及びコントロール建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>

所内蓄電式直流電源設備	直流125V 蓄電池A、直流125V 蓄電池A-2、直流125V 充電器A 及び直流125V 充電器A-2 は、コントロール建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
代替所内電気設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>AM 用直流125V 蓄電池及びAM 用直流125V 充電器は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>緊急用断路器は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>緊急用電源切替箱断路器は、コントロール建屋に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用MCC、AM 用切替盤、AM 用操作盤、非常用高圧母線C 系及び非常用高圧母線D 系は、原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>
タンクローリ(4kL)、タンクローリ(16kL)	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>タンクローリ(16kL) 及びタンクローリ(4kL) は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
非常用交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機の操作は、中央制御室から可能な設計とすることを確認した。</li> <li>軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。</li> </ul>
常設代替交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>第一ガスタービン発電機の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。</li> <li>第一ガスタービン発電機用燃料タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> <li>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。</li> </ul>
号炉間電力融通電気設備	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
代替所内電気設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用断路器の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</li> <li>緊急用電源切替箱断路器の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</li> <li>緊急用電源切替箱接続装置、AM 用MCC、AM 用切替盤、AM 用操作盤、非常用高圧母線C 系及び非常用高圧母線D 系の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。</li> </ul>
燃料補給設備	軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型代替交流電源設備	電源車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

タンクローリ(4kL)、タンクローリ(16kL)	タンクローリ(16kL)及びタンクローリ(4kL)の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
--------------------------	---

#### 2.14.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図として示されている。（参照：「設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
非常用交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機を使用した電源系統は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする非常用交流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。</li> <li>非常用ディーゼル発電機は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>
常設代替交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>第一ガスタービン発電機は、中央制御室の操作スイッチ等により、操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。</li> <li>軽油タンクは、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とする。</li> <li>軽油タンクは、系統構成に必要な弁を、設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> </ul>
号炉間電力融通電気設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>号炉間電力融通電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、系統構成に必要な遮断器等を、設置場所での遮断器操作等により操作が可能な設計とする。</li> <li>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、人力による運搬が可能な設計とし、屋外及び屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。</li> <li>号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続とし、接続治具を用いてケーブルを確実に接続することが可能な設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用できるよう、接続箇所の形状を統一する設計とする。</li> </ul>
代替所内電気設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>代替所内電気設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>緊急用断路器、緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM用MCC、AM用切替盤、AM用操作盤、非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> </ul>
非常用直流電源設備	非常用直流電源設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することを確認した。
所内蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備	所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とすることを確認した。

燃料補給設備	燃料補給設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とすることを確認した。
--------	---

57条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽）
タンクローリ(4kL)、タンクローリ(16kL)	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・タンクローリ(16kL)及びタンクローリ(4kL)は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。</li> <li>・タンクローリ(16kL)及びタンクローリ(4kL)は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>・タンクローリ(16kL)及びタンクローリ(4kL)を接続する接続口については、専用の接続方式とし、接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用することができるよう、接続口の口径を統一する設計とする。</li> </ul>
可搬型代替交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型代替交流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・電源車は、付属の操作スイッチ等により、設置場所での操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は、設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。</li> <li>・電源車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。</li> <li>・電源車を接続する接続箇所については、ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし、一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とするとともに、確実な接続ができるよう足場を設ける設計とする。また、6号及び7号炉が相互に使用できるよう、接続箇所の形状を統一する設計とする。</li> </ul>
可搬型直流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型直流電源設備は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> </ul>

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「57-4 試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽）
非常用交流電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする</li> <li>・燃料ディタンクは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 軽油タンクは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
常設代替交流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第一ガスタービン発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、分解が可能な設計とする。</li> <li>・ 第一ガスタービン発電機用燃料タンクは、発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
可搬型代替交流電源設備	<p>電源車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
号炉間電力融通電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は取替えが可能な設計とする。</li> </ul>
タンクローリ（4kL）、タンクローリ（16kL）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験、漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。</li> <li>・ タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
所内蓄電式直流電源設備	<p>直流125V 蓄電池A、直流125V 蓄電池A-2、AM 用直流125V 蓄電池、直流125V 充電器A、直流125V 充電器A-2 及びAM 用直流125V 充電器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。</p>
代替所内電気設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緊急用断路器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 緊急用電源切替箱断路器、緊急用電源切替箱接続装置、AM 用動力変圧器、AM 用 MCC、AM 用切替盤、AM 用操作盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>
非常用直流電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蓄電池（非常用）は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。</li> <li>・ 蓄電池（非常用）に充電する充電器は、発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（計装設備（第58条））

技術的能力基準 1.15 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第 58 条及び第 43 条への適合性を確認する。

計装設備（第58条）

- 2.15.1 適合方針 ..... 58-2
  - (1) 設置許可基準規則への適合 ..... 58-2
    - 1) 技術的能力審査基準での対応に必要となる重大事故等対処施設設備の抽出 ..... 58-2
    - 2) 技術的能力審査基準での対応との整合性 ..... 58-3
      - a. 監視機能喪失時に使用する設備 ..... 58-4
      - b. 計器電源喪失時に使用する設備 ..... 58-4
      - c. パラメータ記録時に使用する設備 ..... 58-5
  - (2) 設置許可基準規則解釈への適合 ..... 58-7
- 2.15.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 ..... 58-8
  - a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号） ..... 58-8
  - b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号） ..... 58-9
  - c. 共用の禁止（第43条第2項第2号） ..... 58-9
  - d. 複数の接続口（第43条第3項第3号） ..... 58-9
  - e. 保管場所（第43条第3項第5号） ..... 58-9
- 2.15.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） ..... 58-9
- 2.15.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号） ..... 58-11
- 2.15.3 環境条件等 ..... 58-14
  - a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） ..... 58-14
  - b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号） ..... 58-16
- 2.15.4 操作性及び試験・検査性について ..... 58-17
  - (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 58-17
  - (2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 58-19

2.15.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(計装設備)</p> <p>第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.15 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.15 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 監視機能喪失時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第 6.4-2 表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照。</li> <li>・ 第 6.4-3 表「代替パラメータによる主要パラメータの推定」を参照。</li> <li>・ 添付書類十 第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」を参照。</li> </ul> <p>b. 計器電源喪失時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型計測器</li> <li>・ 常設代替交流設備（第一ガスタービン発電機）【57条】電源設備</li> <li>・ 所内蓄電池式直流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備（電源車）【57条】電源設備</li> </ul> <p>c. パラメータ記録時に使用する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）</li> </ul> <p>添付資料 1.2.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機 【57条】電源設備</li> </ul> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p><u>（設備の目的）</u></p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p>
<p><u>（機能喪失の想定）</u></p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>
<p><u>（系統構成）</u></p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p><u>（その他の設備）</u></p> <p>⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>&lt;BWRの場合&gt;</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 監視機能喪失時に使用する設備

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するため、第3.15-11表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示す重大事故等対処設備を使用することを確認した。  
 （対象パラメータは、第6.4-2表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」、第6.4-3表「代替パラメータによる主要パラメータの推定」及び添付書類十 第5.1.1表 重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」を参照）
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。
  - ・重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。
  - ・計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合を想定することを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成はないが、主要設備 概略系統図（第6.4.14図(1)、第6.4.14図(2)）と各計器の概要（第1.15.3図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す重大事故等対処設備が概略系統図（第6.4.14図(1)、第6.4.14図(2)）に記載されていることを確認（可搬型以外）した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、所内蓄電池式直流電源設備及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を使用することを確認した。  
 （なお、代替電源設備については、【57条】で確認）また、直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器を用いて計測することを確認した。（対象機器は、第6.4-2表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照）。
- ② 具体的に、以下のとおり設計とすることを確認した。
  - ・非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）、可搬型代替

交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備（直流125V蓄電池A、直流125V蓄電池A-2、AM用125V蓄電池）又は可搬型直流電源設備（電源車）を使用する。

- ・代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。
- ・可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。
- ・同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生し、非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、単線結線図（第10.1-1図、第10.1-3図(1)、第10.1-3図(2)及び第10.1-4図）と計装の電源構成図（第1.15.4図(6号炉)、第1.15.4図(7号炉)）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が計装の電源構成図（第10.1-1図、第10.1-3図(1)、第10.1-3図(2)及び第10.1-4図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

### c. パラメータ記録時に使用する設備

#### 確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録するため、以下の重大事故等対処設備を使用することを確認した。
- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）として SPDS 表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。
  - ・重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われずとも帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。
  - ・記録は必要な容量を保存できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生し、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視及び記録する場合であることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成はないが、重大事故時用監視記録装置については、主要設備 概略系統図（第6.4-3図）と概略系統図（第1.15.3図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す重大事故時用監視記録装置が概略系統図（第6.4-3図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備はないことを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈） 第58条（計装設備） 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <p>①「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」が選定されていることを確認。</p>	<p>全ての監視パラメータから事象判別も含めた重大事故等の対処に必要なパラメータを抽出し、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策に係る判断に関する重要監視パラメータ及び重要代替パラメータを選定し、それらを計測する計器を重大事故等対処設備として位置付けるとともに設計基準を超える状態における原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度、圧力、水位、注水量等）を明確にしていることを確認した。</p> <p>①当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十 第5.1.1表 重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とすることを確認した。重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にしていることを確認した。当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、添付書類十 第5.1.1表 重大事故等対策における手順書の概要「1.15 事故時の計装に関する手順書等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とすることを確認した。計測範囲、設計基準最大値等が第6.4-2表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」に示されていることを確認した。</p>
<p>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</p> <p>② 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすることを確認。</p>	<p>②設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力について、第6.4-2表「重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」の計測範囲及び把握能力にて明確にしていることを確認した。</p>
<p>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推</p>	<p>③④⑤重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において、代替パラメータ及び可搬型計測器により原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有していることを確認した。</p> <p>重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超え</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>定できる手段を整備すること。</p> <p>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</p> <p>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと</p> <p>③ 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備することを確認。</p> <p>④ 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備することを確認。</p> <p>⑤ 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくことを確認。</p>	<p>た場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計となっていることを確認した。</p> <p>計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定めることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、主要パラメータの代替パラメータによる推定方法が示されている。（参照：「58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について」）</p>
<p>c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができることを確認。</p>	<p>⑥ 安全パラメータ表示システム（SPDS）等により重大事故等への対応に必要なパラメータが一定期間保存される容量を有すること、計測又は監視及び記録する機能を有していることを確認した。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）として SPDS 表示装置、データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置により、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とすることを確認した。</p> <p>重大事故等の対応に必要なパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.15.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「58-3 配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
重要代替監視パラメータを計測する設備	以下の設計であることを確認した。

	<ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。</li> <li>・重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。 (電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備にて記載)</li> </ul>
--	---

**b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

**c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）**

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しない設計とすることを確認した。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）は、炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。 また、安全パラメータ表示システム（SPDS）は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とすることを確認した。

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

58条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又はコントロール建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いため、対象外としていることを確認した。

**e. 保管場所（第43条第3項第5号）**

58条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は常設重大事故対処設備と異なる保管場所（コントロール建屋内及び5号原子炉建屋内緊急時対策所）に保管する設計とすることを確認した。

**2.15.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
多重性を有するパラメータの計測装置	多重性を有するパラメータの計測装置は、チャンネル相互を物理的、電気的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計とすることを確認した。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

可搬型計測器	可搬型計測器は、通常時は接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）は、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.15.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、監視パラメータの計測範囲等が示されている。（参照：「58-6 容量決定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力</li> <li>・ 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系系統流量</li> <li>・ 高圧炉心注水系系統流量</li> <li>・ 残留熱除去系系統流量</li> <li>・ 格納容器内水素濃度</li> <li>・ 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）</li> <li>・ 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）</li> <li>・ 起動領域モニタ</li> <li>・ 平均出力領域モニタ</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>・ 原子炉補機冷却水系系統流量</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</li> <li>・ 高圧炉心注水系吐出圧力</li> <li>・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> <li>・ 格納容器内酸素濃度</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）</li> </ul>	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準事故等対処設備と同仕様の設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力</li> <li>・ 原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系系統流量</li> <li>・ 高圧炉心注水系系統流量</li> <li>・ 残留熱除去系系統流量</li> <li>・ 格納容器内水素濃度</li> <li>・ 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）</li> <li>・ 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）</li> <li>・ 起動領域モニタ</li> <li>・ 平均出力領域モニタ</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>・ 原子炉補機冷却水系系統流量</li> <li>・ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</li> <li>・ 高圧炉心注水系吐出圧力</li> <li>・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> <li>・ 格納容器内酸素濃度</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器温度</li> <li>・ 原子炉圧力（SA）</li> <li>・ 原子炉水位（SA）</li> <li>・ 高圧代替注水系系統流量</li> <li>・ 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）</li> <li>・ 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</li> </ul>	<p>常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器温度</li> <li>・ 原子炉圧力（SA）</li> <li>・ 原子炉水位（SA）</li> <li>・ 高圧代替注水系系統流量</li> <li>・ 復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）</li> <li>・ 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</li> </ul>

<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</li> <li>・ドライウェル雰囲気温度</li> <li>・サブプレッション・チェンバ気体温度</li> <li>・サブプレッション・チェンバ・プール水温度</li> <li>・格納容器内圧力（D/W）</li> <li>・格納容器内圧力（S/C）</li> <li>・サブプレッション・チェンバ・プール水位</li> <li>・格納容器下部水位</li> <li>・格納容器内水素濃度（SA）</li> <li>・復水補給水系温度（代替循環冷却）</li> <li>・フィルタ装置水位</li> <li>・フィルタ装置入口圧力</li> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ</li> <li>・フィルタ装置水素濃度</li> <li>・フィルタ装置金属フィルタ差圧</li> <li>・フィルタ装置スクラバ水 pH</li> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ</li> <li>・復水貯蔵槽水位（SA）</li> <li>・復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>・原子炉建屋水素濃度</li> <li>・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ、低レンジ）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</li> <li>・ドライウェル雰囲気温度</li> <li>・サブプレッション・チェンバ気体温度</li> <li>・サブプレッション・チェンバ・プール水温度</li> <li>・格納容器内圧力（D/W）</li> <li>・格納容器内圧力（S/C）</li> <li>・サブプレッション・チェンバ・プール水位</li> <li>・格納容器下部水位</li> <li>・格納容器内水素濃度（SA）</li> <li>・復水補給水系温度（代替循環冷却）</li> <li>・フィルタ装置水位</li> <li>・フィルタ装置入口圧力</li> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ</li> <li>・フィルタ装置水素濃度</li> <li>・フィルタ装置金属フィルタ差圧</li> <li>・フィルタ装置スクラバ水 pH</li> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ</li> <li>・復水貯蔵槽水位（SA）</li> <li>・復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>・原子炉建屋水素濃度</li> <li>・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ、低レンジ）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）</li> </ul>
<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>	<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とすることを確認した。</p>

43 条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

58 条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

補足説明資料において、可搬型計測器の必要台数が示されている。（参照：「58-9 可搬型計測器について」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
可搬型計測器	以下の設計とすることを確認した。 可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用として、6号炉及び7号炉で各24個合計48個

	<p>使用する。 保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として24個を加えた合計72個を分散して保管する。</p>
--	--

2.15.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「58-3 配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器温度</li> <li>・ドライウェル雰囲気温度</li> <li>・サプレッション・チェンバ気体温度</li> <li>・サプレッション・チェンバ・プール水温度</li> <li>・格納容器下部水位</li> <li>・格納容器内水素濃度（S A）</li> <li>・起動領域モニタ</li> <li>・平均出力領域モニタ</li>   <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉圧力（S A）</li> <li>・原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）</li> <li>・原子炉水位（S A）</li> <li>・高圧代替注水系系統流量</li> <li>・原子炉隔離時冷却系系統流量</li> <li>・高圧炉心注水系系統流量</li> <li>・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）</li> <li>・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</li> <li>・残留熱除去系系統流量</li> <li>・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</li> <li>・格納容器内圧力（D/W）</li> <li>・格納容器内圧力（S/C）</li> <li>・サプレッション・チェンバ・プール水位</li> </ul>	<p>以下の場所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備に係る耐環境性等(58-10 主要パラメータの耐環境性について)が示されている。</p> <p>（原子炉格納容器内に設置）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器温度</li> <li>・ドライウェル雰囲気温度</li> <li>・サプレッション・チェンバ気体温度</li> <li>・サプレッション・チェンバ・プール水温度</li> <li>・格納容器下部水位</li> <li>・格納容器内水素濃度（S A）</li> <li>・起動領域モニタ</li> <li>・平均出力領域モニタ</li>   <li>（二次格納施設内に設置）</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉圧力（S A）</li> <li>・原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）</li> <li>・原子炉水位（S A）</li> <li>・高圧代替注水系系統流量</li> <li>・原子炉隔離時冷却系系統流量</li> <li>・高圧炉心注水系系統流量</li> <li>・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）</li> <li>・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</li> <li>・残留熱除去系系統流量</li> <li>・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</li> <li>・格納容器内圧力（D/W）</li> <li>・格納容器内圧力（S/C）</li> <li>・サプレッション・チェンバ・プール水位</li> </ul>

<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内水素濃度</li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）</li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）</li> <li>・復水補給水系温度（代替循環冷却）</li> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ（7号炉）</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>・原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅲ）</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</li> <li>・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</li> <li>・残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> <li>・原子炉建屋水素濃度</li> <li>・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</li> <li>・格納容器内酸素濃度</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ、低レンジ）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置入口圧力</li> <li>・フィルタ装置水素濃度</li> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ（6号炉）</li> <li>・原子炉補機冷却水系系統流量 （6号炉区分Ⅰ、Ⅱ、7号炉）</li> <li>・復水貯蔵槽水位（SA）</li> <li>・復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置水位</li> <li>・フィルタ装置金属フィルタ差圧</li> <li>・フィルタ装置スクラバ水 pH</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内水素濃度</li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）</li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）</li> <li>・復水補給水系温度（代替循環冷却）</li> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ（7号炉）</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>・原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅲ）</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</li> <li>・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力</li> <li>・残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> <li>・原子炉建屋水素濃度</li> <li>・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</li> <li>・格納容器内酸素濃度</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ、低レンジ）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</li> </ul> <p>（原子炉建屋の二次格納容器施設外及びその他の建屋内）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置入口圧力</li> <li>・フィルタ装置水素濃度</li> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ（6号炉）</li> <li>・原子炉補機冷却水系系統流量 （6号炉区分Ⅰ、Ⅱ、7号炉）</li> <li>・復水貯蔵槽水位（SA）</li> <li>・復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</li> </ul> <p>（屋外）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置水位</li> <li>・フィルタ装置金属フィルタ差圧</li> <li>・フィルタ装置スクラバ水 pH</li> </ul> <p>（原子炉建屋屋上）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ</li> </ul>
---	--

可搬型計測器	可搬型計測器は、コントロール建屋及び5号炉原子炉建屋緊急時対策所内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	データ伝送装置はコントロール建屋内、SPDS表示装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備	対応操作は無いため、対象外であることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とすることを確認した。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS表示装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。SPDS表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下である。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型計測器	可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

## 2.15.4 操作性及び試験・検査性について

### (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、現場へのアクセスルート及び操作方法を含めた全体の系統構成等が示されている。（参照：「58-7 アクセスルート図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）</li> <li>・原子炉隔離時冷却系系統流量</li> <li>・高圧炉心注水系系統流量</li> <li>・残留熱除去系系統流量</li> <li>・格納容器内水素濃度</li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）</li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）</li> <li>・起動領域モニタ</li> <li>・平均出力領域モニタ</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>・原子炉補機冷却水系系統流量</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</li> <li>・高圧炉心注水系吐出圧力</li> <li>・残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> <li>・格納容器内酸素濃度</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）</li> </ul>	<p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）</li> <li>・原子炉隔離時冷却系系統流量</li> <li>・高圧炉心注水系系統流量</li> <li>・残留熱除去系系統流量</li> <li>・格納容器内水素濃度</li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）</li> <li>・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）</li> <li>・起動領域モニタ</li> <li>・平均出力領域モニタ</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口温度</li> <li>・残留熱除去系熱交換器出口温度</li> <li>・原子炉補機冷却水系系統流量</li> <li>・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量</li> <li>・高圧炉心注水系吐出圧力</li> <li>・残留熱除去系ポンプ吐出圧力</li> <li>・格納容器内酸素濃度</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器温度</li> <li>・原子炉圧力（SA）</li> <li>・原子炉水位（SA）</li> <li>・高圧代替注水系系統流量</li> <li>・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）</li> <li>・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</li> </ul>	<p>常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器温度</li> <li>・原子炉圧力（SA）</li> <li>・原子炉水位（SA）</li> <li>・高圧代替注水系系統流量</li> <li>・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）</li> <li>・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）</li> </ul>

<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</li> <li>・ドライウェル雰囲気温度</li> <li>・サブプレッション・チェンバ気体温度</li> <li>・サブプレッション・チェンバ・プール水温度</li> <li>・格納容器内圧力（D/W）</li> <li>・格納容器内圧力（S/C）</li> <li>・サブプレッション・チェンバ・プール水位</li> <li>・格納容器下部水位</li> <li>・格納容器内水素濃度（SA）</li> <li>・復水補給水系温度（代替循環冷却）</li> <li>・フィルタ装置水位</li> <li>・フィルタ装置入口圧力</li> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ</li> <li>・フィルタ装置水素濃度</li> <li>・フィルタ装置金属フィルタ差圧</li> <li>・フィルタ装置スクラバ水 pH</li> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ</li> <li>・復水貯蔵槽水位（SA）</li> <li>・復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>・原子炉建屋水素濃度</li> <li>・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ、低レンジ）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）</li> <li>・ドライウェル雰囲気温度</li> <li>・サブプレッション・チェンバ気体温度</li> <li>・サブプレッション・チェンバ・プール水温度</li> <li>・格納容器内圧力（D/W）</li> <li>・格納容器内圧力（S/C）</li> <li>・サブプレッション・チェンバ・プール水位</li> <li>・格納容器下部水位</li> <li>・格納容器内水素濃度（SA）</li> <li>・復水補給水系温度（代替循環冷却）</li> <li>・フィルタ装置水位</li> <li>・フィルタ装置入口圧力</li> <li>・フィルタ装置出口放射線モニタ</li> <li>・フィルタ装置水素濃度</li> <li>・フィルタ装置金属フィルタ差圧</li> <li>・フィルタ装置スクラバ水 pH</li> <li>・耐圧強化ベント系放射線モニタ</li> <li>・復水貯蔵槽水位（SA）</li> <li>・復水移送ポンプ吐出圧力</li> <li>・原子炉建屋水素濃度</li> <li>・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ、低レンジ）</li> <li>・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）</li> </ul>
<p>フィルタ装置スクラバ水 pH</p>	<p>フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用でき、屋外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置</p>	<p>使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用でき、原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>フィルタ装置水素濃度</p>	<p>フィルタ装置水素濃度は、耐圧強化ベント系と格納容器圧力逃がし装置で兼用するものであり、想定される重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に、弁操作により、サンプリングラインを格納容器圧力逃がし装置から耐圧強化ベント系に速やかに切り替えられる設計とすることを確認した。フィルタ装置水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）</p>	<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とすることを確認した。安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装</p>

	置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計、安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置は、付属の操作スイッチにより5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内で操作が可能な設計とすることを確認した。
--	---

58条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型計測器	可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とすることを確認した。 設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切替えることなく使用できる設計とすることを確認した。

**（2）試験・検査（第43条第1項第3号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「58-5 試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備	重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。 可搬型計測器は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）は、機能・性能の確認が可能な設計とすることを確認した。外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（原子炉制御室等（第26条）及び原子炉制御室（第59条））

設計基準対象施設としては、第26条に基づき追加要求となった、原子炉制御室に原子炉施設外の状況を把握できる設備を有することを確認する。

また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準 1.16 で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第59条及び第43条への適合性を確認する。

原子炉制御室等（第26条）及び原子炉制御室（第59条）

1. 適合方針（第26条関係）	26&59-2
2.16.1 適合方針（第59条関係）	26&59-3
(1) 設置許可基準規則への適合	26&59-3
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	26&59-3
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	26&59-4
a. 居住性を確保するための設備	26&59-5
b. 汚染の持ち込みを防止するための設備	26&59-7
c. 運転員等の被ばくを低減するための設備	26&59-8
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	26&59-8
2.16.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	26&59-12
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	26&59-12
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	26&59-12
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	26&59-12
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	26&59-13
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	26&59-13
2.16.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	26&59-14
2.16.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	26&59-15
2.16.3 環境条件等	26&59-17
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	26&59-17
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	26&59-17
2.16.4 操作性及び試験・検査性について	26&59-18
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	26&59-18
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	26&59-19

1. 適合方針（第26条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（原子炉制御室等）</p> <p>第二十六条 発電用原子炉施設には、次に掲げる ところにより、原子炉制御室（安全施設に属するも のに限る。以下この条において同じ。）を設けなけ ればならない。</p> <p>二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備 を有するものとする。</p> <p>（解釈）</p> <p>第26条（原子炉制御室等）</p> <p>2第1項第2号に規定する「発電用原子炉施設の 外の状況を把握する」とは、原子炉制御室から、 発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある 自然現象等を把握できることをいう。</p>	<p><b>発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有 することを確認する。また、原子炉制御室から、発電 用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象 等を把握できることを確認する。</b></p> <p>① 発電用原子炉施設の外の状況として、第6条に基 づき抽出された自然現象及び外部人為事象のう ち、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあ るものが抽出されていることを確認。</p> <p>② 上記で抽出されたものについて、昼夜にわたり把 握し得る設備として、監視カメラや気象観測設備 等を用いて原子炉制御室で把握できる方針とす ることを確認。</p> <p>③ 公的機関からの地震、津波、竜巻情報、雷雨、降 雨予報、天気図、台風情報等について、原子炉制 御室において把握できる設備を設ける方針とす ることを確認。</p>	<p>原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため、暗視機能等を持った監視カメラや気象観測設備等を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>① 中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備は、地震、津波、及び設置許可基準規則の解釈第6条に記載されている「想定される自然現象」、「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」のうち、監視カメラや気象観測設備等により把握可能な自然現象等を対象としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、外部状況を把握する設備により把握できる自然現象等が示されている。具体的に、監視カメラにより把握可能な自然現象等や気象観測設備等のパラメータにより把握可能な発電用原子炉施設の外の状況が示されている。</p> <p>② ①により抽出された事象や発電所構内の状況を把握できるように以下の設備を設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、外部状況把握のイメージが示されている。</p> <p>a. 監視カメラ 想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、船舶の衝突）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持ったものを設置することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、監視カメラの設置場所及び仕様が示されている。</p> <p>b. 気象観測装置等の設置 風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、気温、降水量等を測定する気象観測設備を設置することを確認した。また、津波監視設備として取水槽水位計を設置することを確認した。</p> <p>③ 公的機関からの地震、津波、竜巻情報等について、中央制御室において把握できる装置を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>c. 公的機関から気象状況入手できる設備等の設置 地震、津波、竜巻、落雷等の原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため、中央制御室に電話、FAX等の公的機関から気象情報を入手できる設備を設置することを確認した。</p>

2.16.1 適合方針（第59条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.16 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.16 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 居住性を確保するための設備</p> <p>a-1 換気空調系設備及び遮蔽設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室可搬型陽圧化空調機</li> <li>・中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）</li> <li>・中央制御室遮蔽</li> <li>・中央制御室待避室遮蔽（常設）</li> <li>・中央制御室待避室遮蔽（可搬型）</li> <li>・常設代替交流電源設備 【57条】電源設備</li> </ul> <p>a-2 中央制御室の照明を確保する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型蓄電池内蔵型照明</li> <li>・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）【57条】電源設備</li> <li>・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）【57条】電源設備</li> </ul> <p>a-3 差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素濃度・二酸化炭素濃度計</li> </ul> <p>a-4 通信連絡設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・無線連絡設備（常設）【62条】通信連絡設備</li> <li>・衛星電話設備（常設）【62条】通信連絡設備</li> <li>・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）【57条】電源設備</li> </ul> <p>a-5 データ表示装置（待避室）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・データ表示装置（待避室）</li> <li>・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）【57条】電源設備</li> </ul> <p>b. 汚染の持ち込みを防止するための設備</p> <p>運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計することを確認した。</p> <p>c. 運転員等の被ばくを低減するための設備</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>・非常用ガス処理系排風機</p> <p>・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）【57条】電源設備</p> <p>・非常用交流電源設備【57条】電源設備</p> <p>・原子炉建屋原子炉区域（原子炉建屋ブローアウトパネル）</p> <p style="text-align: center;">【その他設備】</p> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1.16.2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1.2.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について記載されている）。 補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <p>・中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト</p> <p>・中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ、MCR 非常用外気取入ダンパ、MCR 排気ダンパ）</p> <p>・中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト、MCR 排気ダクト）</p> <p>・非常用ガス処理系乾燥装置</p> <p>・非常用ガス処理系フィルタ装置</p> <p>・非常用ガス処理系（配管及び弁）</p> <p>・主排気筒（内筒）</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項
<p>技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。</p> <p>（設備の目的）</p> <p>① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。</p> <p>② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。</p> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）</p>

<p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。</p>
<p>（その他の設備）</p> <p>⑤ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。</p> <p>＜BWRの場合＞</p> <p>例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。</p> <p>（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）</p>

a. 居住性を確保するための設備

確認結果（柏崎刈羽6、7）

<p>a-1：中央制御室の換気空調設備及び遮蔽設備</p> <p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）を使用する。また、代替交流電源設備として第一ガスタービン発電機を使用することを確認した。なお、運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とすることを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室可搬型陽圧化空調機は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において中央制御室を陽圧化することにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。</li> <li>・炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）で陽圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。</li> <li>・中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）の機能とあわせて、全面マスク等の着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。</li> <li>・中央制御室可搬型陽圧化空調機は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等時に中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④ 系統構成については、設備の概略系統図（第6.10-1～2図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図）と追補の運転モード毎の中央制御室換気空調系概要図（図1.16-1図）が整合していることを確認。</p> <p>⑤ ①で示す設備が概略系統図（第6.10-1～2図）に記載されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統概要図へ示されている。（参照：「中央制御室換気空調系外気取入及び排気隔離ダンパ 概略系統図」等）</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用することを確認した。</p> <p>補足説明資料において、重大事故等対処設備及び流路等が示されている。（参照：「中央制御室換気空調系外気取入及び排気隔離ダンパ 概略系統図」等）</p>
---

## a-2：中央制御室の照明を確保する設備

## （設備の目的）

- ① 重大事故等において、設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型蓄電池内蔵型照明を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・中央制御室の照明は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

## （機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合を想定することを確認した。

## （系統構成）

- ④ 照明設備のため、系統構成は示されていない。
- ⑤ 同上。

## （その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用することを確認した。

## a-3：中央制御室内及び中央制御室待避室内の差圧、酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備

## （設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、コントロール建屋と中央制御室との間が陽圧化に必要な差圧が確保できていること、及びコントロール建屋と中央制御室待避室との間が陽圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため、差圧計を使用する。また、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため、酸素濃度・二酸化炭素濃度計を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・コントロール建屋と中央制御室との間が陽圧化に必要な差圧が確保できていること、及びコントロール建屋と中央制御室待避室との間が陽圧化に必要な差圧を測定できる設計とする。
  - ・重大事故等時において、酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

## （機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時において中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保されることを確認した。

## （系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成は示されていない。
- ⑤ 同上。

## a-4 通信連絡設備

## （設備の目的）

- ① 重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と通信連絡を行うため、無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・中央制御室待避室に待避した運転員が、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と通信連絡を行うことができる設計とする。
  - ・無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

<p>（機能喪失の想定）</p> <p>③重大事故等時において中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>③ 通信連絡設備のため、系統構成は示されていない。</p> <p>⑤同上。</p> <p>（その他の設備）</p> <p>⑥ ① 以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用することを確認した。</p>
<p>a-5 データ表示装置（待避室）</p> <p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避室）を設置することを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うことができる設計とする。</li> <li>・データ表示装置（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③重大事故等時において中央制御室の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。</p> <p>（系統構成）</p> <p>④データ表示装置（待避室）のため、系統構成がないことを確認した。</p> <p>⑤同上。</p> <p>（その他の設備）</p> <p>① 以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用できることを確認した。</p>

**b. 汚染の持ち込みを防止するための設備**

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

<p>（設備の目的）</p> <p>① 重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるとともに、身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を設けることを確認した。</p> <p>② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。</li> <li>・身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう設計する。</li> <li>・照明については、乾電池内蔵型照明により確保できる設計とする。</li> </ul> <p>（機能喪失の想定）</p> <p>③ 重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員の汚染による中央制御室の外側から室内への放射性物質による汚染の持ち込み防止を行う場合を想定しているこ</p>
--

とを確認した。

（系統構成）

- ④ 区画のため、系統構成がないことを確認した。
- ⑤ 同上。

**c. 運転員等の被ばくを低減するための設備**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減する目的で非常用ガス処理系を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・非常用ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、配管、弁類、計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。
  - ・非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
  - ・原子炉建屋ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに、遠隔又は現場において手動で閉止できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減する必要がある場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第6.10-4図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図）と追補の非常用ガス処理系概要（第1.16.8図）が整合していることを確認。
- ⑤ ④で示す設備が概略系統図（第6.10-4図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑦ ①以外で、電源として設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を使用できることを確認した。

**（2）設置許可基準規則解釈への適合**

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>第59条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）</p> <p>1 第59条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するもの除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>2 第59条に規定する「運転員が第26条第1項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>① 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>① について以下のとおり確認した。</p> <p>中央制御室可搬型陽圧化空調機、可搬型蓄電池内蔵型照明は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、非常用ディーゼル発電機に対しての多様性を有する電源供給ラインより給電が可能な第一ガスタービン発電機から給電できる設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>①-1 本規程第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定していることを確認。</p> <p>①-2 炉心の著しい損傷が発生した場合におけるグランドシャインを含めた被ばく評価にあつては、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されていることを確認。</p>	<p>①-1</p> <p>運転員等の被ばくの実効線量が7日間で100mSvを超えないように、全面マスク等の着用、運転員等の交代を考慮、非常用ガス処理系の運転、原子炉建屋ブローアウトパネルの閉状態の維持又は開放時の再閉止により運転員等の被ばく低減を図るとともに、原子炉建屋ブローアウトパネルは人力操作が可能な設計とすることを確認した。</p> <p>なお、中央制御室内での運転員等の被ばくによる実効線量については、運転員等の被ばくの観点から最も結果が厳しくなる事故収束に成功したシーケンスとして、「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を想定し、6号炉及び7号炉において格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で6号炉では約33mSv、7号炉では約58mSvと評価されていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から最も厳しくなる事故シーケンスとして、大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失（格納容器圧力逃がし装置を使用した場合）を想定していること、中央制御室の被ばく評価が7日間で6号炉及び7号炉において格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に、遮蔽、空調、全面マスク等の着用及び運転員等の交代を考慮した上で、7日間で6号炉では約33mSv、7号炉では約58mSvであること等が示されている。（参照：「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」）</p> <p>①-2</p> <p>補足説明資料において、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されている。（参照：「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」）</p> <p>（参照：「原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認。</p>	<p>② ③ 全面マスク等（電動ファン付き全面マスク又は全面マスク）の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備していることを確認した。</p> <p>④ 運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>⑤ 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認。</p>	<p>⑤ について以下のとおり確認した。 重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から中央制御室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とすることを確認した。</p>
<p>d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等を設置することを確認。</p>	<p>⑥ について以下のとおり確認した。 重大事故等が発生し、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要があることから、非常用ガス処理系を設ける設計とすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>e) BWR にあっては、上記b) の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。</p> <p>⑦原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとするを確認。</p>	<p>⑦について以下のとおり確認した。</p> <p>原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持でき、開放時に容易かつ確実に再閉止が可能な設計とする。また、現場において人力により操作できる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された SA 設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

### 2.16.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

#### a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが常設重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
非常用ガス処理系排風機	非常用ガス処理系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計方針とすることを確認した。
データ表示装置（待避室）	データ表示装置（待避室）は、計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電気的分離を図る設計とすることを確認した。

#### b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等防止設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室可搬型陽圧化空調機	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室可搬型陽圧化空調機は、中央制御室換気空調系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有した設備構成とすることで多様性を有する設計とする。</li> <li>中央制御室可搬型陽圧化空調機は、コントロール建屋に保管し、中央制御室換気空調設備とは共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。</li> <li>補足説明資料において、中央制御室可搬型陽圧化空調機の電源系統図等が示されている。（参照：59-2 単線結線図）</li> </ul> 電源設備の多様性、位置的分散については【57条】電源設備に記載。

また、59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）は、コントロール建屋に保管し、中央制御室換気空調設備とは共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型蓄電池内蔵型照明	可搬型蓄電池内蔵型照明は、非常用照明に対して多様性を有していることを確認した。  可搬型蓄電池内蔵型照明は、遮断機を設けることで中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を喪失しないよう、電気的分離を図り、中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。 補足説明資料において、可搬型蓄電池内蔵型照明の設備仕様等が示されている。（参照：「原子炉制御室等（被ばく評価除く）について」）
差圧計、酸素濃度・二酸化炭素計	差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

<添付八：6.10.2.2.1 多様性、位置的分散>

#### c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施

設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）	中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、隣接する6号及び7号炉の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって、プラント状態に応じた運転員の融通により安全性の向上が図れることから6号及び7号炉で共用する設計とすることを確認した。

<添付八：6.10.2.2.3 共用の禁止>

**d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）**

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備との接続口は、共通要因によって機能喪失しないよう、それぞれ互いに異なる複数の場所に設置することとしていることを確認した。

59条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備はないため、対象外とする。

**e. 保管場所（第43条第3項第5号）**

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）	中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）及び中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、コントロール建屋に保管し、中央制御室換気空調設備とは共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型蓄電池内蔵型照明	可搬型蓄電池内蔵型照明は、中央制御室の非常用照明と共通要因によって同時に機能を喪失しないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。
差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計	差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室及び中央制御室待避室内に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とすることを確認した。

<添付八：6.10.2.2.1多様性、位置的分散>

2.16.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）	中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、コントロール建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）、データ表示装置（待避室）、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計	中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）、データ表示装置（待避室）、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。また、中央制御室可搬型陽圧化空調機は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
可搬型蓄電池内蔵型照明	可搬型蓄電池内蔵型照明は、遮断器により、中央制御室の非常用照明と電氣的に分離することで、中央制御室の非常用照明に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
非常用ガス処理系排風機	非常用ガス処理系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

<添付八：6.10.2.2.2 悪影響防止>

2.16.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
データ表示装置（待避室）	データ表示装置（待避室）は、中央制御室待避室に待避中の運転員が、発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの伝送及び表示が可能な設計とすることを確認した。
非常用ガス処理系排風機	非常用ガス処理系排風機は、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに、主排気筒（内筒）を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計することを確認した。

<添付八：6.10.2.2.4 容量等>

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

47条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室待避室遮蔽（可搬型）	中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）、中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）の機能とあいまって、運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とすることを確認した。
中央制御室可搬型陽圧化空調機	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室可搬型陽圧化空調機は、想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため、運転員の放射線被ばくを防止するとともに中央制御室内の換気に必要な容量を確保できる設計とする。中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットは、想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため、運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。</li> <li>中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットは、必要な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、6号及び7号炉それぞれ1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計3台を保管する設計とする。中央制御室可搬型陽圧化空調機のブロウユニットは、必要な容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、6号及び7号炉それぞれ1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台（6号及び7号炉共用）の合計6台を保管する設計とする。</li> </ul>
中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンプ）は想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため、中央制御室待避室を陽圧化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを1セット174本使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット174本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として20本以上（6号及び7号炉共用）の合計194本以上を保管することを確認した。
可搬型蓄電池内蔵型照明	可搬型蓄電池内蔵型照明は、想定される重大事故等時に、運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は、6号及び7号炉共用で1セット3台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計4台を保管する設計とすることを確認した。
差圧計	差圧計は、中央制御室内とコントロール建屋、中央制御室待避室内とコントロール建屋の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、1セット2個使用する。保有数は、6号炉及び7号炉共用で1セット2個に加えて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個（6号炉及び7号炉共用）の合計3個を保管することを確認した。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計	酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、1 セット3 個使用する。保有数は、6 号及び7 号炉共用で1 セット3 個に加えて故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1 個（6 号及び7 号炉共用）の合計4 個を保管する設計とすることを確認した。
---------------	--

### 2.16.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機、データ表示装置（待避室）、可搬型蓄電池内蔵型照明、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計	中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）、中央制御室待避室遮蔽（可搬型）、中央制御室可搬型陽圧化空調機、データ表示装置（待避室）、可搬型蓄電池内蔵型照明、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、コントロール建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は、コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
非常用ガス処理系排風機	非常用ガス処理系排風機は、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）	中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、重大事故等時に操作及び作業を必要としない設計とすることを確認した。
データ表示装置（待避室）	データ表示装置（待避室）は、コントロール建屋内に設置し、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とすることを確認した。また、接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
非常用ガス処理系排風機	非常用ガス処理系排風機及び系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とすることを確認した。

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室待避室遮蔽（可搬型）	中央制御室待避室遮蔽は、特段の操作を必要とせずに直ちに使用できる設計とすることを確認した。また、接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）	中央制御室可搬型陽圧化空調機、中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。また、接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
可搬型蓄電池内蔵型照明	全交流動力電源喪失時に、内蔵している蓄電池により自動で点灯する設計とする。可搬型蓄電池内蔵型照明は、人力による持ち運びが可能な設計とすることを確認した。また、接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計	接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。

## 2.16.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽（常設）	中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は、コントロール建屋と一体のコンクリート構造を有し、重大事故等が発生した場合においても特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とすることを確認した。
データ表示装置（待避室）	データ表示装置（待避室）は、6号及び7号炉のパラメータを監視するにあたり、重大事故等が発生した場合、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。操作を行わずに常時伝送が可能な設計とすることを確認した。
非常用ガス処理系	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ガス処理系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>・非常用ガス処理系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。</li> </ul>

59条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室可搬型陽圧化空調機	中央制御室可搬型陽圧化空調機は、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。また、付属の操作スイッチにより設置場所で操作可能で屋内のアクセスルートを確保できる設計とすることを確認した。
中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）は、空気を供給するために必要な操作対象弁（空気ポンペ元弁、空気供給第一弁及び第二弁）を重大事故等時において、現場及び中央制御室待避室での弁操作により、通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切り替えが可能な設計とする。</li> <li>・設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。なお、中央制御室換気空調系給排気隔離弁は、電源供給ができない場合においても、場操作が可能となるように手動操作ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。</li> </ul>
中央制御室待避室遮蔽（可搬型）	中央制御室待避室の均圧室内の壁面に固定して保管することで、重大事故等時において、特段の操作を必要とせずに直ちに使用できる設計とすることを確認した。
差圧計	以下の設計方針であることを確認した。 可搬型蓄電池内蔵型照明は、全交流動力電源喪失時に、内蔵している蓄電池により自動で点灯する設計とする。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型蓄電池内蔵型照明は、人力による持ち運びが可能な設計とする。</li> <li>・差圧計は、汎用の接続コネクタを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し、指示を監視することが可能な設計とする。</li> <li>・人力による持ち運びができる設計とする。</li> <li>・屋内のアクセスルートを確保できる設計とし、設置場所にて固定できる設計とする。</li> </ul>
可搬型蓄電池内蔵型照明	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型蓄電池内蔵型照明は、重大事故時に使用する際に、内蔵している蓄電池により自動で点灯し、切替えを必要としない設計とする。</li> <li>・屋内のアクセスルートを確保できる設計とし、設置場所にて固定できる設計とする。</li> </ul>
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。</li> <li>・人力による持ち運びが可能な設計とする。</li> </ul>

	・屋内のアクセスルートを確保できる設計とし、設置場所にて固定できる設計とする。
--	---

**（2）試験・検査（第43条第1項第3号）**

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）、データ表示装置（待避室）、可搬型蓄電池内蔵型照明、差圧計、酸素濃度・二酸化炭素濃度計	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ポンペ）、データ表示装置（待避室）、可搬型蓄電池内蔵型照明、差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。
中央制御室可搬型陽圧化空調機	中央制御室可搬型陽圧化空調機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。中央制御室可搬型陽圧化空調機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とすることを確認した。
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、非常用ガス処理系排風機は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（監視設備（第31条）及び監視測定設備（第60条））

設計基準対象施設としては、第31条の設置許可基準規則解釈第5項に基づき追加要求となった、モニタリングポストを非常用所内電源に接続しない場合には無停電電源等により電源復旧まで電力を供給できる設計であること、また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認する。

重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.17で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第60条及び第43条への適合性を確認する。

監視設備及び監視測定設備（第31条及び第60条）

1. 適合方針（第31条関係）	31&60-2
(1) 設置許可基準規則への適合	31&60-3
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	31&60-3
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	31&60-5
a. 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	31&60-5
b. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	31&60-6
c. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	31&60-6
d. 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	31&60-7
e. モニタリング・ポストの代替交流電源設備	31&60-7
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	31&60-8
2. 17.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	31&60-9
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	31&60-9
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	31&60-9
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	31&60-10
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	31&60-10
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	31&60-10
2. 17.3 環境条件等	31&60-15
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	31&60-15
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	31&60-15
2. 17.4 操作性及び試験・検査性について	31&60-17
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	31&60-17
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	31&60-17

1. 適合方針（第31条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(解釈) 第31条（監視設備） 5 第31条において、モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。</p>	<p>モニタリングポストは、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧までの期間を担保できる設計とすることを確認する。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計とすることを確認する。</p> <p>① 非常用所内電源に接続する場合は、無停電電源等により、外部電源喪失時（非常用所内電源への切替えまでの期間）においても機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認。</p> <p>② 非常用所内電源に接続せず無停電電源等により供給する場合は、当該装置が外部電源喪失時（常用電源の復旧までの期間）においても機能を損なうことのない設計とする方針であることを確認。</p> <p>③ 伝送系は、モニタリングポスト及びモニタリングステーションから原子炉制御室その他当該情報を伝送する必要がある場所までを有線と無線による伝送により、多様性を有していることを確認。</p>	<p>① <u>モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置からの電力の供給を可能とすることにより、代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機による電源復旧までの期間を担保できる設計とすること</u>を確認した。</p> <p>補足説明資料において、以下の項目が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 配置図</li> <li>・ 計測範囲等</li> <li>・ 電源構成概略図</li> </ul> <p>② ①を参照。 補足説明資料において、モニタリング・ポストの電源は、常用電源2系統に接続しており、常用電源喪失時は、専用の無停電電源装置により常用電源復旧までの期間の機能を維持できる設計としていること、また重大事故等の発生により、12時間以上常用電源が復旧しない場合に、代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機による給電が可能な設計とすることが示されている。</p> <p>③ <u>中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所までのデータの伝送系は、有線及び無線（衛星回線含む）により多様性を有する設計とすること</u>を確認した。モニタリング・ポストの指示値は中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、伝送概略図が示されている。</p>

2.17.1 適合方針（第60条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項案	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（監視測定設備）</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.17 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.17 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型モニタリングポスト</li> <li>※ モニタリング・ポストの代替</li> </ul> <p>b. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型放射線計測器</li> <li>可搬型ダスト・よう素サンプル</li> <li>GM 汚染サーベイメータ</li> <li>NaI シンチレーションサーベイメータ</li> <li>※ 放射能観測車</li> </ul> <p>c. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型放射線計測器</li> <li>可搬型ダスト・よう素サンプル,</li> <li>NaI シンチレーションサーベイメータ,</li> <li>GM 汚染サーベイメータ,</li> <li>ZnS シンチレーションサーベイメータ,</li> <li>電離箱サーベイメータ)</li> <li>・小型船舶（海上モニタリング用）</li> </ul> <p>d. 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型気象観測装置</li> </ul> <p>e. モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・モニタリング・ポスト用発電機</li> </ul> <p>添付資料 1.17.1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>なお、可搬型モニタリングポストは、電源をバッテリー（蓄電池）とし、連続5日以上の電源供給が可能であり、5日後からは、予備の外部バッテリーと交換することにより継続して計測可能であること等、可搬型モニタリングポストによる放射線量の計測の継続性が示されて</p>

審査の視点及び確認事項案	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>いる。</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、3.17.2.1.3 設置許可基準規則第43条第1項への適合状況以降に記載されている）。 当該の補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている。（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）</p> <p>③ ①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備がないことを確認した。 また、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項案

技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。

（設備の目的）

- ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。
- ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。

（機能喪失の想定）

- ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。  
 <BWRの場合>  
 例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。  
 （ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

a. 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定）として、可搬型モニタリングポストを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・可搬型モニタリングポストは、モニタリング・ポストの代替として十分な個数を保管し、重大事故等が発生した場合には、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む）において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。
  - ・可搬型モニタリングポストの指示値は、無線により伝送し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。
  - ・測定した放射線量の測定結果が、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。
  - ・可搬型モニタリングポストの電源は、蓄電池を使用する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ モニタリング・ポストの放射線量に対する測定機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④⑤ ①で示す設備の保管場所及び設置場所が（第8.1-2 図 可搬型モニタリングポストの保管場所及び設置場所図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。

b. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定）として、ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置の代替としてNaI シンチレーションサーベイメータ，GM 計数装置の代替としてGM 汚染サーベイメータを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・可搬型放射線計測器は、放射能観測車の測定機能の代替として十分な個数を保管し、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視、測定及び記録ができる設計とする。
  - ・NaI シンチレーションサーベイメータ及びGM 汚染サーベイメータの電源として乾電池を使用し、また、可搬型ダスト・よう素サンプラの電源として蓄電池を使用する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、GM 計数装置及びよう素測定装置が機能喪失した場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④⑤ ①で示す設備の保管場所及び使用場所が（第8.1-3 図 可搬型放射線計測器の保管場所及び使用場所図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

c. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ）、小型船舶（海上モニタリング用）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・可搬型放射線計測器は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する。
  - ・発電所の周辺海域においては，小型船舶（海上モニタリング用）を用いる。
  - ・可搬型放射線計測器のうちNaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータの電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は，蓄電池を使用する設計とする。
  - ・可搬型放射線計測器は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を測定機能が喪失した場合を想定していることを確認した。

※原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則第七条第一号表中イの項目。事業者の申請書においては、『10 条特定事象』としているが、当該「柏崎刈羽原子力発電所6、7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（監視設備（第31条）及び監視測定設備（第60条）」においては『10 条事象』と記載している。

（系統構成）

- ④⑤ ①で示す設備が第8.1-3 図（可搬型放射線計測器の保管場所及び使用場所図）に、小型船舶（海上モニタリング用）保管場所及び使用場所が第8.1-4 図 小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所及び使用場所図）に記載されていることを確認した。
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。

d. 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

確認結果（柏崎刈羽6、7）

- （設備の目的）
- ① 重大事故等対処設備（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）として、可搬型気象観測装置を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・可搬型気象観測装置は、気象観測設備の機能の代替として十分な個数を保管し、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できる設計とする。
  - ・可搬型気象観測装置の指示値は、無線により伝送し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。
  - ・可搬型気象観測装置で測定した風向、風速その他の気象条件の観測結果が、電磁的に記録・保存され、電源喪失により失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。
  - ・可搬型気象観測装置の電源として蓄電池を使用する設計とする。
- （機能喪失の想定）
- ③ 重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④⑤ ①で示す設備の保管場所及び使用場所が（第8.1-5 図 可搬型気象観測装置の保管場所及び設置場所図）に記載されていることを確認した。
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。

e. モニタリング・ポストの代替交流電源設備

確認結果（柏崎刈羽6、7）

- （設備の目的）
- ① 重大事故等対処設備（モニタリング・ポストの代替交流電源設備）として、モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合に、その機能を代替するモニタリング・ポスト用発電機を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ・モニタリング・ポスト用発電機は、モニタリング・ポストの常用電源が喪失した場合に、モニタリング・ポストの代替交流電源として給電できる設計とする。
  - ・モニタリング・ポスト用発電機は、モニタリング・ポスト用発電機は、定期的に燃料を給油することで、モニタリング・ポストでの監視、及び測定、並びに記録を継続できる設計とする。
- （機能喪失の想定）
- ③ 重大事故等時にモニタリング・ポストの常用電源が喪失する場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④⑤ ①で示す設備の設置場所が（第8.1-6 図 モニタリング・ポスト用発電機の設置場所図）に記載されていることを確認した。
- 補足説明資料において、常用電源（A系・B系）、無停電源装置、モニタリング・ポスト（No.1～No.9）及びモニタリング・ポスト用発電機の系統構成が示されている（補足説明資料「モニタリング・ポスト用発電機単線結線図」参照）。
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、重大事故等対処設備として電源を使用することを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項案	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>①モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであることを確認。</p>	<p>①炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるモニタリング設備等を整備することを以下のとおり確認した。</p> <p>○放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備</p> <p>a. 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定（可搬型モニタリングポスト）</p> <p>b. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定（可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ））</p> <p>c. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定（可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）（小型船舶（海上モニタリング用））</p> <p>○風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型気象観測装置</li> </ul> <p>○モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・モニタリング・ポスト用発電機）</li> </ul> <p>・可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合には、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射線量の監視、測定及び記録ができる設計とする。</p> <p>・可搬型放射線計測器は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）を監視、測定及び記録ができる設計とする。</p> <p>・小型船舶は、運搬、移動及び使用場所である海上における耐腐食性材料を使用する設計とする。</p>
<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>②常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設</p>	<p>②常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数の可搬型モニタリングポスト設備を配備することを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定</p> <p>可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。</p> <p>b. 可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定</p> <p>可搬型放射線計測器は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。</p>

審査の視点及び確認事項案	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>備を配備することを確認。</p>	
<p>第60条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>③常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>③常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすることを以下のとおり確認した。</p> <p>a. モニタリング・ポストの代替交流電源設備</p> <p>モニタリング・ポストは、常用所内電源に接続しており、常用所内電源が喪失した場合は、代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機から給電できる設計とする。モニタリング・ポスト用発電機は、定期的に燃料を給油することで、モニタリング・ポストでの監視、及び測定、並びに記録を継続できる設計とする。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

### 2.17.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

#### a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備としての要求は無いが、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>モニタリング・ポスト用発電機</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・モニタリング・ポスト用発電機は、常用所内電源設備と離れた屋外のモニタリング・ポスト2、5、8周辺エリアに設置することで、共通要因によって同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

#### b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

補足説明資料において、監視測定設備の仕様、保管場所等が示されている。（参照：「監視測定設備について」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型モニタリングポスト	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型モニタリングポストは、屋外のモニタリング・ポストと離れた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び屋外の高台保管場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
可搬型放射線計測器 電離箱サーベイメータ 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイメータ ZnS シンチレーションサーベイメータ GM 汚染サーベイメータ	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型放射線計測器は、屋外に保管する放射能観測車と離れた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
小型船舶（海上モニタリング用）	小型船舶（海上モニタリング用）は、予備と分散して屋外の高台保管場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計であることを確認した。
可搬型気象観測装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型気象観測装置は、屋外の気象観測設備と離れた屋外の高台保管場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型気象観測装置の設置場所が第8.1-5図（可搬型気象観測装置の保管場所及び設置場所図）に記載されていることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
モニタリング・ポスト用発電機	モニタリング・ポスト用発電機は、モニタリング・ポストに給電する設備であるため、モニタリング・ポストと同様に6号及び7号炉で共用することで、操作に必要な時間及び要員を減少させて安全性の向上を図る設計とすることを確認した。

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備として、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型モニタリングポスト	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型モニタリングポストは、屋外のモニタリング・ポストと離れた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び屋外の高台保管場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
可搬型放射線計測器 電離箱サーベイメータ 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイメータ	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型放射線計測器は、屋外に保管する放射能観測車と離れた5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ZnS シンチレーションサーベイメータ GM 汚染サーベイメータ	
小型船舶（海上モニタリング用）	小型船舶（海上モニタリング用）は、予備と分散して屋外の高台保管場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
可搬型気象観測装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型気象観測装置は、屋外の気象観測設備と離れた屋外の高台保管場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul> 可搬型気象観測装置の設置場所が第 8.1-5 図（可搬型気象観測装置の保管場所及び設置場所図）に記載されていることを確認した。

2.17.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
モニタリング・ポスト用発電機	通常時は遮断器により切り離し、重大事故等時に遮断器を投入することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
可搬型モニタリングポスト	他の設備から独立して単独で使用可能なことから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
可搬型放射線計測器	
電離箱サーベイメータ	
可搬型ダスト・よう素サンプラ	
NaI シンチレーションサーベイメータ	
ZnS シンチレーションサーベイメータ	
GM 汚染サーベイメータ	
小型船舶	
可搬型気象観測装置	

2.17.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
モニタリング・ポスト用発電機	以下の設計方針であることを確認した。 ・モニタリング・ポスト用発電機は、常用所内電源復旧までの期間、モニタリング・ポスト3台に必要な電力を供給できる容量を有するものを6号及び7号炉共用で3台設置する設計とする。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保する等により、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有することを確認した。

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型モニタリングポスト	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型モニタリングポストの保有数は、6号及び7号炉共用で、モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての9台、発電所海側等での監視・測定のための5台、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の加圧判断用としての1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）を保管する設計とすることを確認した。 ・可搬型モニタリングポストは、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。
可搬型放射線計測器 電離箱サーベイメータ 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイメータ ZnS シンチレーションサーベイメータ GM 汚染サーベイメータ	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型放射線計測器は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。 ・可搬型放射線計測器のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータの保有数は、放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として、6号及び7号炉共用で2台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）を保管する。 ・可搬型放射線計測器のうち ZnS シンチレーションサーベイメータの保有数は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として、6号及び7号炉共用で1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）を保管する。 ・可搬型モニタリングポスト、可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測装置の電源は、蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。
小型船舶	小型船舶（海上モニタリング用）は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な個数として、6号及び7号炉共用で1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）を

	<p>保管することを確認した。</p>
<p>可搬型気象観測装置</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型気象観測装置は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。</li> <li>・ 可搬型気象観測装置の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として、6号及び7号炉共用で1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）を保管する。</li> <li>・ 可搬型気象観測装置の電源である蓄電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とすることを確認した。</li> </ul>

### 2.17.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
モニタリング・ポスト用発電機	以下の設計方針であることを確認した。 ・ モニタリング・ポスト用発電機は、屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
可搬型モニタリングポスト	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型モニタリングポストは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び屋外に保管し、並びに屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
可搬型放射線計測器 電離箱サーベイメータ 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイメータ ZnS シンチレーションサーベイメータ GM 汚染サーベイメータ	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型放射線計測器は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し、及び屋内又は屋外で使用し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
小型船舶	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 小型船舶（海上モニタリング用）は、屋外に保管し、及び屋外で使用し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、小型船舶（海上モニタリング用）は、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。小型船舶（海上モニタリング用）の操作は、重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。
可搬型気象観測装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・ 可搬型気象観測装置は、屋外に保管し、及び屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

60条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
モニタリング・ポスト用発電機	モニタリング・ポスト用発電機の操作は重大事故等時において設置場所（使用場所）で可能な設計とすることを確認した。
可搬型モニタリングポスト	操作は設置場所（使用場所）で可能な設計とすることを確認した。

<p>可搬型放射線計測器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>電離箱サーベイメータ</li> <li>可搬型ダスト・よう素サンプラ</li> <li>NaI シンチレーションサーベイメータ</li> <li>ZnS シンチレーションサーベイメータ</li> <li>GM 汚染サーベイメータ</li> </ul>	<p>操作は設置場所（使用場所）で可能な設計とすることを確認した。</p> <p>また、人が携行して測定できる設計とすること、及び簡易な接続及び操作スイッチにより、確実に操作できる設計とすることを確認した。</p>
<p>小型船舶</p>	<p>操作は使用場所で可能な設計とすることを確認した。</p>
<p>可搬型気象観測装置</p>	<p>操作は設置場所（使用場所）で可能な設計とすることを確認した。</p>

2.17.4 操作性及び試験・検査性について

（1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、流路を含めた全体の系統構成及び切り替え操作に使用する弁等がバウンダリ系統図（参照：「バウンダリ系統図」）として及び監視測定設備の使用場所、アクセスルートがアクセスルート図（参照：「アクセスルート図」）としてそれぞれ示されている。

60条で整理する重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
モニタリング・ポスト用発電機	モニタリング・ポスト用発電機は、設置場所において、操作スイッチにより操作ができるとともに、遮断器操作により通常時に使用する系統からの切替操作ができる設計とすることを確認した。
可搬型モニタリングポスト	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型モニタリングポストは、測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とすることを確認した。</li> <li>可搬型モニタリングポストは、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。</li> </ul>
可搬型放射線計測器 電離箱サーベイメータ 可搬型ダスト・よう素サンブラ NaI シンチレーションサーベイメータ ZnS シンチレーションサーベイメータ GM 汚染サーベイメータ	可搬型放射線計測器は、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、人が携行して使用可能な設計とする。可搬型放射線計測器は、使用場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とすることを確認した。
小型船舶	小型船舶は、屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができる設計とする。小型船舶（海上モニタリング用）は、使用場所において、操作スイッチにより起動し、容易に操縦ができる設計とすることを確認した。
可搬型気象観測装置	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型気象観測装置は、測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに、設置場所において、操作スイッチにより操作ができる設計とすることを確認した。</li> <li>可搬型気象観測装置は、屋内及び屋外のアクセスルートを通行し、車両等により運搬することができるとともに、設置場所において、固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び検査名が示されている。（参照：「試験・検査説明資料」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
モニタリング・ポスト用発電機	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>モニタリング・ポスト用発電機は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬負荷による機能・性能の確認（特性確認）ができる設計とする。また、分解検査が</li> </ul>

	可能な設計とする。
可搬型モニタリングポスト	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型モニタリングポストは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。
可搬型放射線計測器 電離箱サーベイメータ 可搬型ダスト・よう素サンプラ NaI シンチレーションサーベイメータ ZnS シンチレーションサーベイメータ GM 汚染サーベイメータ	以下の設計方針であることを確認した。 ・NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。 ・可搬型ダスト・よう素サンプラは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。
小型船舶	以下の設計方針であることを確認した。 ・小型船舶（海上モニタリング用）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。
可搬型気象観測装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・可搬型気象観測装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（緊急時対策所（第34条及び第61条））

設計基準対象施設としては、第34条に基づき、発電用原子炉施設に異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける設計とすることを確認する。

また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.18で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第61条及び第43条への適合性を確認する。

緊急時対策所（第34条及び第61条）

1. 適合方針（第34条関係）	34&61-2
2.18.1 適合方針（第61条関係）	34&61-3
(1) 設置許可基準規則への適合	34&61-3
1) 技術的能力審査基準での対応に必要なとなる重大事故等対処施設設備の抽出	34&61-3
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	34&61-6
a. 居住性を確保するための設備	34&61-7
b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備	34&61-9
c. 代替電源設備からの給電	34&61-9
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	34&61-11
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	34&61-14
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	34&61-14
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	34&61-15
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	34&61-15
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	34&61-15
2.18.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	34&61-16
2.18.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	34&61-17
2.18.3 環境条件等	34&61-19
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	34&61-19
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	34&61-19
2.18.4 操作性及び試験・検査性について	34&61-20
(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）	34&61-20
(2) 試験・検査（第43条第1項第3号）	34&61-21

1. 適合方針（第34条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第三十四条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。</p>	<p>異常が発生した場合に適切な措置をとるための緊急時対策所を設置する方針としていることを確認する。</p> <p>① 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設ける方針であることを確認。</p> <p>② 代替緊急時対策所を設置する場合は、その位置づけについて確認。</p> <p>③ 「適切な措置」の内容として、技術基準第46条解釈の要求事項が考慮される方針であることを確認。</p>	<p>① 原子炉施設に異常が発生した場合に、発電所内の対応と状況の把握等適切な措置をとるため、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を6号炉及び7号炉中央制御室以外の場所に設置する設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所までのアクセスルートが示されている。</p> <p>② 代替緊急時対策所は設置しない。</p> <p>③ 「適切な措置」として以下のとおりとすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>異常等に対処するために必要な指示を行うための要員等を収容できる設計とする。 補足説明資料において、設置場所及び収容人員（建物及び収容人数について）が示されている。</li> <li>異常等に対処するために必要な情報を原子炉制御室内の運転員を介さずに正確にかつ速やかに把握できる設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置又は保管する。 補足説明資料において、安全パラメータ表示システム（SPDS）にて確認できる主なパラメータ及びプラントデータ伝送経路が示されている。</li> <li>発電所内の関係要員への指示及び発電所外関係箇所との通信連絡を行うために必要な設備として、無線連絡設備（常設）、無線連絡設備（可搬型）、衛星電話設備（常設）、衛星電話設備（可搬型）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、データ伝送設備を設置又は保管する。 補足説明資料において、通信連絡設備の概略図が示されている。</li> <li>室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。 補足説明資料において配備する資機材等が示されている。</li> </ul>

2.18.1 適合方針（第61条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要なとなる重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（緊急時対策所）</p> <p>第六十一条 第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。</p> <p>2 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。</p>	<p>①②③④について以下のとおり確認した。 設備については、⑤へ記載する。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の緊急時対策要員等がとどまることができるよう、適切な措置を講じた設計とするとともに、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する設計とする。また、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。</p> <p>⑤ 技術的能力審査基準 1.18 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>a. 居住性を確保するための設備</p> <p>a-1. 緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所換気空調設備</p> <p>【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室</li> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽（※）</li> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽</li> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機</li> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンプ）</li> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置</li> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機</li> <li>・ 差圧計</li> </ul> <p>（※）申請者は、5号炉原子炉建屋内に緊急時対策所（対策本部）及び緊急時対策所（待機場所）を設置し、これらの拠点に対して、それぞれに、遮蔽、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを整備し、その設備名称を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽等と記載している。本審査書では、対策本部及び待機場所にそれぞれに整備している設備は、まとめて「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽」等と記載する。ただし、高気密室、二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機は緊急時対策所（対策本部）のみ、室内遮蔽は緊急時対策所（待機場所）のみに設置していることからそのままの設備名称を記載する。</p> <p>a-2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 酸素濃度計</li> <li>・ 二酸化炭素濃度計</li> </ul>
<p>① 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであることを確認。</p>	
<p>② 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであることを確認。</p>	
<p>③ 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであることを確認。</p>	
<p>④ 緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものであることを確認。</p>	
<p>⑤ 技術的能力審査基準 1.18 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>⑥ ⑤により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>⑦ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p> <p>⑧ 複数の緊急時対策所を使い分ける場合、使い分けの判断基準が明確になっていることを確認。</p>	<p>a-3. 放射線量の測定設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型エリアモニタ</li> <li>・可搬型モニタリングポスト【60 条】監視測定設備</li> </ul> <p>b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備</p> <p>b-1. 必要な情報を把握できる設備【62 条】通信連絡を行うために必要な設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全パラメータ表示システム (SPDS) 【62 条】</li> </ul> <p>b-2. 通信連絡設備 【62 条】通信連絡を行うために必要な設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・衛星電話設備【62 条】</li> <li>・無線連絡設備【62 条】</li> <li>・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備【62 条】</li> <li>・携帯型音声呼出電話設備【62 条】</li> <li>・5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン【62 条】</li> </ul> <p>c. 代替電源設備からの給電</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</li> <li>・負荷変圧器</li> <li>・交流分電盤</li> <li>・可搬ケーブル</li> <li>・軽油タンク 【57 条】電源設備</li> <li>・燃料補給設備（タンクローリー（4kL））【57 条】電源設備</li> </ul> <p>なお、上記を含めて必要な監視項目及び監視計器について、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力の追補（以下、「追補」という）」の「表 1. 18. 2 重大事故等対処に係る監視計器」に整理されていることを確認した。</p> <p>添付資料 1. 2. 1 において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示されている。（参照：「審査基準、基準規則と対処設備との対応表」）。</p> <p>⑥ 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「主要な重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、2. 3. 1. 1 多様性、位置的分散 以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39 条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている（参照：「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 SA 設備基準適合性 一覧表」）。</p> <p>⑦ ①以外の流路として使用する設備及び重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用ディーゼル発電機 【57 条】電源設備</li> </ul>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項

技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。

（設備の目的）

- ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。
- ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。

（機能喪失の想定）

- ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。  
 <BWRの場合>  
 例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。  
 （ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

a. 居住性を確保するための設備

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

緊急時対策所として、対策本部と待機場所から構成する5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を5号炉原子炉建屋付属棟内に設置する。重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保するための設備として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを設ける。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、対策本部と待機場所から構成される。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性については、想定する放射性物質の放出量等を福島第一原子力発電所事故と同等とし、かつ、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内でのマスクの着用、交替要員体制、安定よう素剤の服用及び仮設備を考慮しない条件においても、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えない設計とする。

a-1. 緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所換気空調設備

（設備の目的）5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機及び差圧計を使用することを確認した。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

- ・緊急時対策所遮蔽として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽を設ける。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽は、重大事故が発生した場合において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって、対策本部にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び室内遮蔽は、待機場所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって、待機場所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。
- ・緊急時対策所換気空調設備として、対策本部には、可搬型陽圧化空調機、可搬型外気取入送風機、陽圧化装置（空気ポンペ）、二酸化炭素吸収装置及び差圧計を設け、待機場所には、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）及び差圧計を設ける設計とする。
- ・対策本部の可搬型陽圧化空調機は、仮設ダクトを用いて高気密室を陽圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、陽圧化装置（空気ポンペ）は、放射性雲通過時において、高気密室を陽圧化し、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は、高気密室が陽圧化された状態であることを監視できる設計とする。
- ・二酸化炭素吸収装置は、高気密室内の二酸化炭素を除去することにより、対策要員の窒息を防止する設計とする。
- ・可搬型外気取入送風機は、放射性雲通過後の5号炉原子炉建屋付属棟内を換気できる設計とする。
- ・待機場所の可搬型陽圧化空調機は、仮設ダクトを用いて待機場所を陽圧化し、放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また、陽圧化装置（空気ポンペ）は、放射性雲通過時において、待機場所を陽圧化することにより、希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は、待機場所が陽圧化された状態であることを監視できる設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.9.1図～第10.9.4図 緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図）と追補の概略系統図（第1.18.2図～第1.18.13図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（1）（第10.9.1図～第10.9.4図）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が概略系統図（全体）へ示されている。（参照：「系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-2. 酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成が示されていないことを確認した。
- ⑤ 同上。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

a-3. 放射線量の測定設備

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（居住性の確保）として、放射線物質による汚染の持ち込みを防止するため、可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト（【60条】監視測定設備）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定するため、さらに5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置による加圧判断のために使用する可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポスト（【60条】監視測定設備）を保管する設計とする

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 計測器のため、系統構成が示されていないことを確認した。
- ⑤ 同上。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

**b. 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

**b-1. 必要な情報を把握できる設備【62条】**

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（必要な情報を把握できる設備）として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。
  - ・安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さず5号炉原子炉建屋内緊急時対策所において把握できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（第10.9.5図 緊急時対策所系統概要図（情報の把握））と追補の概略系統図（第1.18.23図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が系統概略図（第10.9.5図）に記載されていることを確認した。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

**b-2. 通信連絡のための設備【62条】**

- ① 重大事故等対処設備（通信連絡のための設備）として、衛星電話設備【62条】及び無線連絡設備【62条】を使用することを確認した。
- ②～⑥以降は、【62条】通信連絡を行うために必要な設備にて確認した。

**c. 代替電源設備からの給電**

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（代替電源設備からの給電）として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤、可搬ケーブル、軽油タンク（【57条】電源設備）及び燃料補給設備（タンクローリー（4kL））（【57条】電源設備）を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
  - ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、全交流動力電源が喪失した場合に、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とすることを確認した。
  - ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、燃料補給時の切替えを考慮して、2台を1セットとして使用することに加え、予備を3台保管することで、多重性を有する設計とする。
  - ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリー（4kL）により補給できる設計とする。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、放射性雲が通過時において、燃料を補給せずに運転できる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 全交流動力電源が喪失した場合においても重大事故等に対処するために必要な電源を確保する場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成はなし。なお、追補の概略系統図（第1.18.26図）に記載されている。
- ⑤ 系統構成はなし。

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、使用する重大事故等対処設備がないことを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（解釈） 第61条（緊急時対策所） 1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>① 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないことを確認。</p>	<p>① 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、基準地震動による地震力に対し、耐震構造とすることにより機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない位置に設置することを確認した。</p> <p>基準地震動による地震力に対し、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないことを以下のとおり確認した。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、その機能に係る設備を含め、基準地震動による地震力に対し、機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けない設計とすることを確認した。</p> <p>地震及び津波に対しては、【39条】耐震設計の基本方針及び【40条】津波による損傷の防止に基づく設計とすることを確認した。</p>
<p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>② 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないことを確認。</p>	<p>② 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、6号炉及び7号炉の中央制御室とは離れた位置に設置することで、位置的分散を図ることを確認した。</p> <p>緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、中央制御室とは離れた位置の屋外に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、独立した建屋及びそれと一体の緊急時対策所遮へい等並びに換気設備として5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を有し、さらに、換気設備の電源を空冷式の5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。これら中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とすることを確認した。</p>
<p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>③ 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすることを確認。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有することを確認。</p>	<p>③ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所については、全交流電源が喪失した場合においても、代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するため、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、故障時のバックアップを含めて5台（2台1セットを2セット及び予備1台）保管する設計とすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>④ 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うことを確認。</p>	<p>④緊急時対策所の居住性が確保されるように、以下のとおり適切な遮蔽設計及び換気設計を行うことを確認した。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員等の被ばくの実効線量が7日間で100mSvを超えないように、建屋と一体となった5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽、緊急時対策所換気設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ポンペ）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機）の設置及び気密性によりを確保する設計とする。</p>
<p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>⑤-1-1 想定する放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすることを確認。</p> <p>⑤-1-2 炉心の著しい損傷が発生した場合におけるグランドシャインを含めた被ばく評価にあつては、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されていることを確認。</p>	<p>⑤ -1-1</p> <p>緊急時対策要員等の被ばくによる実効線量の評価については、想定する放射性物質の放出量等を東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を条件に入れていない評価を行い、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は7日間で58mSvであることを確認した。なお、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後7日間で100mSvを超えないことを判断基準とした。</p> <p>補足説明資料において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、7日間の被ばく評価が約58mSv（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）であること等が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p> <p>⑤-1-2 補足説明資料において、降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着濃度の計算の妥当性が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>⑤-2 プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、緊急時対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価することを確認。</p>	<p>⑤-2 柏崎刈羽では、プルーム通過時を含めて、緊急時対策所内における緊急時対策要員はマスクの着用なしで評価していることから対象外であることを確認した。</p>
<p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>⑤-3 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮してもよい。</p>	<p>⑤-3 柏崎刈羽では、⑤-1-1のとおり、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設備等を考慮していないため、対象外としていることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、7日間の被ばく評価が約</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>ただし、その場合は、実施のための体制を整備することを確認。</p>	<p>58mSv であること等が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>⑤-4 判断基準は、緊急時対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認。</p>	<p>⑤-4 ⑤-1-1及び⑤-1-2のとおり、判断基準は、緊急時対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。</p> <p>補足説明資料において、緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価が示され、被ばくの観点から放射性物質の放出量等は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とし、マスクの着用なし、交代要員の体制なし及びヨウ素剤を服用しない状況を想定し、7日間の被ばく評価が約58mSv であること等が示されている。（参照：「緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について」）</p>
<p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>⑥ 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認。</p>	<p>⑥以下のとおり、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを確認した。</p> <p>重大事故等が発生し、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、対策要員が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果、緊急時対策要員の汚染が確認された場合は、緊急時対策要員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。</p>
<p>（解釈） 第61条（緊急時対策所） 2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p> <p>⑦ 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとすることを確認。</p>	<p>⑦5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含め、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とすることを確認した。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.18.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備は無いが常設重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	以下の設計方針であることを確認した。 ・対策本部は、中央制御室から独立した5号炉原子炉建屋と一体の遮蔽並びに換気空調設備として、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し、換気空調設備の電源を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。 ・待機場所は、中央制御室から独立した5号炉原子炉建屋及びそれと一体の遮蔽及び室内遮蔽並びに換気空調設備として、可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンペ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し、換気空調設備の電源を5号原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。 ・上記の中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。
・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所、対策本部の遮蔽、高気密室 ・待機場所の遮蔽、室内遮蔽	対策本部の遮蔽、高気密室並びに待機場所の遮蔽、室内遮蔽は中央制御室とは離れた5号炉原子炉建屋に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、6号及び7号炉原子炉建屋内に設置する非常用交流電源設備とは離れた建屋の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを燃料補給時の切替えを考慮して、2台を1セットとして使用することに加え、予備を3台保管することで、多重性を有する設計とする。

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。61条で整理する重大事故等対処設備に可搬型重大事故防止設備は無いが、常設重大事故緩和設備について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
・可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ ・可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ	対策本部の5可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ中央制御室とは離れた5号炉原子炉建屋に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

61条で整理する常設重大事故等対処設備は、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、事故対応において6号及び7号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため、対策本部及び待機場所を共用化し、事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所換気空調設備、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等を設置する。</li> <li>・共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで、安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。</li> <li>・各設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、号炉の分けなく使用できる設計とする。</li> </ul>

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

61条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備は無いことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

61条で整理する可搬型重大事故等対処設備のうち、位置的分散等を考慮すべき設計基準事故対処設備等はないが、常設重大事故緩和設備等について以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ</li> <li>・可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ</li> </ul>	<p>対策本部の可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンペ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ中央制御室とは離れた5号炉原子炉建屋に保管又は設置する設計であることを確認した。</p>
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、6号及び7号炉原子炉建屋内に設置する非常用交流電源設備とは離れた建屋の屋外に保管又は設置する設計であることを確認した。</p>

2.18.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
対策本部の遮蔽、待機場所の遮蔽	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・対策本部の遮蔽及び待機場所の遮蔽は、5号炉原子炉建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・待機場所の室内遮蔽は、建屋床面に設置する鋼構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
対策本部の可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、可搬型外気取入送風機、待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンプ）	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>対策本部の可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）及び可搬型外気取入送風機並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンプ）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。対策本部の可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、可搬型外気取入送風機、待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンプ）は、固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>対策本部の可搬型陽圧化空調機、可搬型外気取入送風機、待機場所の可搬型陽圧化空調機は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>
対策本部の二酸化炭素吸収装置、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び差圧計及び可搬型エリアモニタ並びに待機場所の差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <p>対策本部の二酸化炭素吸収装置、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び差圧計及び可搬型エリアモニタ並びに待機場所の差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタは、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p> <p>対策本部の二酸化炭素吸収装置は、固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。二酸化炭素吸収装置は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</p>
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤、可搬ケーブル	<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブルは、通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブルは、固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。</p>

2.18.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。補足説明資料において、容量設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は、想定される重大事故等時において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な対策を行う要員として、対策本部に最大86名、待機場所に最大98名を収容することで、合計184名を収容できる設計とする。また、対策要員等が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に7日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とすること等を確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
対策本部の可搬型陽圧化空調機	以下の設計方針であることを確認した。 ・対策本部の可搬型陽圧化空調機は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、高気密室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。 ・保有数は、6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。
対策本部の可搬型外気取入送風機	以下の設計方針であることを確認した。 ・対策本部の可搬型外気取入送風機は、必要な換気容量を有するもの1セット2台使用する。 ・保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計3台を保管する。
対策本部の陽圧化装置（空気ポンプ）	対策本部の陽圧化装置（空気ポンプ）は、重大事故時において対策本部の居住性を確保するため、高気密室を陽圧化し、高気密室内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、十分な容量を保管する設計であることを確認した。
対策本部の二酸化炭素吸収装置	以下の設計方針であることを確認した。 ・対策本部の二酸化炭素吸収装置は、重大事故時に陽圧化装置（空気ポンプ）により高気密室を陽圧化する場合において、対策要員等が二酸化炭素濃度の増加により窒息することを防止できる処理容量を有する設計とする。 ・保有数は、6号及び7号炉共用で1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を設置する設計とする。
待機場所の可搬型陽圧化空調機	以下の設計方針であることを確認した。 ・待機場所の可搬型陽圧化空調機は、対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに、待機場所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な換気容量を有する設計とする。 ・保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計3台を保管する設計とする。

待機場所の陽圧化装置（空気ポンペ）	待機場所の陽圧化装置（空気ポンペ）は、重大事故時において待機場所の居住性を確保するため、待機場所を陽圧化し、待機場所へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し、十分な容量本を保管する設計であることを確認した。
酸素濃度計、二酸化炭素濃度計	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、高気密室及び待機場所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを、対策本部及び待機場所それぞれで1台使用する。</li> <li>・ 保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ1台に加え、故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用、対策本部と待機場所で共用）の合計3台を保管する。</li> </ul>
差圧計	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 差圧計は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを、対策本部及び待機場所それぞれで1台使用する。</li> <li>・ 保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用、対策本部と待機場所で共用）の合計3台を保管する。</li> </ul>
可搬型エリアモニタ	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型エリアモニタは、重大事故時において、対策本部内及び待機場所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを、対策本部及び待機場所それぞれで1台使用する。</li> <li>・ 保有数は、6号及び7号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ1台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用、対策本部と待機場所で共用）の合計3台を保管する。</li> </ul>
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを、補給時の切替えを考慮し、2台を1セットとして使用する。</li> <li>・ 保有数は、6号及び7号炉共用で1セット2台に加え、故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として3台の合計5台を保管する。</li> </ul>

### 2.18.3 環境条件等

#### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
対策本部の遮蔽、待機場所の遮蔽	対策本部の遮蔽及び待機場所の遮蔽は5号炉原子炉建屋と一体設置した屋外設備であり、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
対策本部の高気密室、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ、待機場所の室内遮蔽、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ	対策本部の高気密室、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ、待機場所の室内遮蔽、可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブルは、5号炉原子炉建屋内に設置又は保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

#### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ	可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置、可搬型外気取入送風機差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ及び負荷変圧器の操作は、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ及び差圧計	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で操作可能な設計とすることを確認した。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	設置場所で操作可能な設計とすることを確認した。

## 2.18.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

61条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機、差圧計、待機場所の換気空調設備である可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、差圧計	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・対策本部の換気空調設備である可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機及び差圧計並びに待機場所の換気空調設備である可搬型陽圧化空調機、陽圧化装置（空気ポンプ）及び差圧計は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・可搬型陽圧化空調機は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。可搬型陽圧化空調機は、対策本部又は待機場所近傍に保管することで、速やかに対策本部の高気密室又は待機場所を陽圧化できる設計とする。可搬型陽圧化空調機と接続口との接続は簡便な接続とし、一般的な工具を用いて容易かつ確実に接続できる設計とする。</li> <li>・陽圧化装置（空気ポンプ）は、対策本部又は待機場所近傍に保管し、設置場所及び対策本部内又は待機場所内での弁の手動操作により、速やかに対策本部の高気密室又は待機場所を陽圧化できる設計とする。</li> <li>・二酸化炭素吸収装置は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。</li> <li>・可搬型外気取入送風機は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。可搬型外気取入送風機は、人力により持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能な設計とする。</li> <li>・可搬型外気取入送風機と仮設ダクトの接続については、簡便な接続とし、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続することができる設計とする。</li> <li>・差圧計の接続は、簡便な接続とし、容易かつ確実に接続でき、指示を監視できる設計とする。差圧計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とする。</li> </ul>
酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、可搬型エリアモニタ及び差圧計	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。酸素濃度計は及び二酸化炭素計は、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とする。</li> <li>・可搬型エリアモニタは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型エリアモニタは、人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに、設置場所にて固定等が可能な設計とする。</li> </ul>
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブルは、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。</li> <li>・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は、付属の操作スイッチにより、設置場所で使用するための操作が可能な設計とする。</li> <li>・負荷変圧器は遮断器を切替えることにより、給電の切替えが可能な設計とする。可搬ケーブルは、人力による持ち運びが可能な設計とする。</li> </ul>

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、点検及び試験の項目、保全の重要度、保全方式又は頻度及び内容が示されている。（参照：「試験・検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
対策本部の遮蔽、待機場所の遮蔽	対策本部の遮蔽並びに待機場所の遮蔽及び室内遮蔽は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。
対策本部の高気密室、可搬型陽圧化空調機、可搬型外気取入送風機、陽圧化装置（空気ポンプ）、二酸化炭素吸収装置、待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンプ）	対策本部の高気密室、可搬型陽圧化空調機、可搬型外気取入送風機、陽圧化装置（空気ポンプ）及び二酸化炭素吸収装置並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ポンプ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。
差圧計、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計	差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように、標準器等による模擬入力ができる設計とする。
可搬型エリアモニタ	可搬型エリアモニタは、校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、負荷変圧器、交流分電盤及び可搬ケーブルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新基準適合性審査の視点、審査確認事項等の整理表（通信連絡設備（第35条）及び通信連絡を行うために必要な設備（第62条））

設計基準対象施設としては、第35条第1項及び同条第2項に基づき追加要求となった、設計基準事故が発生した場合において発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設ける設計とすること、また、発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設ける設計とすることを確認する。

また、重大事故等対処施設としては、技術的能力基準1.19で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第62条及び第43条への適合性を確認する。

通信連絡設備（第35条）及び通信連絡を行うために必要な設備（第62条）

1. 適合方針（第35条関係）	35&62-3
2. 19.1 適合方針（第62条関係）	35&62-5
(1) 設置許可基準規則への適合	35&62-5
1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出	35&62-5
i) 発電所内の通信連絡を行うための設備	35&62-5
a. 通信連絡設備（発電所内）	35&62-5
ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備	35&62-5
a. 通信連絡設備（発電所外）	35&62-5
2) 技術的能力審査基準での対応との整合性	35&62-7
i) 発電所内の通信連絡を行うための設備	35&62-8
a. 通信連絡設備（発電所内）	35&62-8
b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）	35&62-8
c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）	35&62-9
ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備	35&62-10
a. 通信連絡設備（発電所外）	35&62-10
b. データ伝送設備	35&62-11
c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）	35&62-11
(2) 設置許可基準規則解釈への適合	35&62-12
2. 19.1.1 多様性及び独立性、位置的分散	35&62-13
a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）	35&62-13
b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）	35&62-13
c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）	35&62-15
d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）	35&62-15
e. 保管場所（第43条第3項第5号）	35&62-15
2. 19.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）	35&62-16
2. 19.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）	35&62-17
2. 19.3 環境条件等	35&62-18
a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）	35&62-18
b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）	35&62-19
2. 19.4 操作性及び試験・検査性について	35&62-20

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号） ..... 35&62-20

(2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... 35&62-21

1. 適合方針（第35条関係）

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（通信連絡設備）</p> <p>第三十五条 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第35条（通信連絡設備）</p> <p>1 第1項に規定する「通信連絡設備」とは、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備をいう。</p>	<p>工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができる設備を設置する方針としているか。</p> <p>① 設計基準事故が発生した場合において、工場等内の通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）は、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動により行うことができる装置及び音声により行うことができる設備を配備する方針であることを確認。</p> <p>② 多様性を確保した通信連絡設備として、ページング、携帯型通話設備（PHS）等音声により行うことができる装置が配備される方針であることを確認。</p>	<p>本発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム）（以下「SPDS」という。）※を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>※ 安全パラメータ表示システム（SPDS）は、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置から構成される。</p> <p>① 中央制御室、緊急時対策所等から人が立ち入る可能性のある建屋内外各所の者に対し、相互に必要な操作、作業、退避の指示及び連絡を行うことができるよう、送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、無線連絡設備及び衛星電話設備を設置又は保管し、多様性を確保する設計とすることを確認した。</p> <p>② ①のとおり、送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備等の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置する設計であることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、通信連絡設備（発電所内）の多様性が示されている。（第2.2-1表） また、通信連絡設備（発電所内）の概要が示されている。（第2.2-1図）</p> <p>なお、多様性を確保した通信連絡設備として、以下のものがある。</p> <p>送受話器（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末、FAX）、衛星電話設備（常設、可搬型）、無線連絡設備（常設、可搬型）、携帯型音声呼出電話設備</p>
<p>（通信連絡設備）</p> <p>第三十五条</p> <p>2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。</p> <p>（解釈）</p> <p>第35条（通信連絡設備）</p> <p>2 第2項に規定する「通信連絡する必要がある場所と通信連絡ができる」とは、所外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により</p>	<p>工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができることとしているか。</p> <p>（所外必要箇所の選定）</p> <p>① 発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所（本店、原子力規制庁、関係自治体等）が選定されていることを確認。</p> <p>（通信連絡設備及びデータ伝送設備）</p> <p>② 選定された施設外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる通信連絡設備、及び所内（原子炉制御室等）から所外の</p>	<p>① 発電所外の本社（東京）、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、通信連絡設備を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>② 緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送する設備として、データ伝送設備※、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を設置する設計とすることを確認した。</p> <p>※ データ伝送設備とは、SPDSのうち、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。</p> <p>設計基準事故が発生した場合において、発電所外の本社、国、自治体、その他関係機関等の必要箇所と通信連絡ができるよう通信連絡設備（発電所外）として、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム、衛星電話設備、専用電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設けることを確認した。また、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備を設けることを確認した。</p>

設置許可基準規則/解釈	審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>行うことができる通信連絡設備、及び所内（原子炉制御室等）から所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を常時使用できることをいう。</p>	<p>緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備を備え、それらが常時使用できる方針であることを確認。</p>	<p>補足説明資料において、通信連絡設備（発電所外）の多様性が示されている。（第2.5-1表、第2.5-1図） また、通信連絡設備（発電所外〔社内関係箇所〕）及び通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要が示されている。（第2.3-1表）</p>
<p>（解釈） 第35条（通信連絡設備） 3 第2項に規定する「多様性を確保した専用通信回線」とは、衛星専用IP電話等、又は発電用原子炉設置者が独自に構築する専用の通信回線若しくは電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線等、輻輳等による制限を受けることなく使用できるとともに、通信方式の多様性（ケーブル及び無線等）を備えた構成の回線をいう。</p>	<p>多様性を確保した専用通信回線を設置する方針としているか。</p> <p>① 多様性を確保した専用通信回線として、有線系、無線系又は衛星系回線による通信方式の異なる多様性を確保し、輻輳等による制限を受けない専用通信回線に接続する設計としていることを確認。</p>	<p>① 通信連絡設備は、有線系回線、無線系回線又は衛星系回線による多様性を備えた専用通信回線に接続するとともに、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とすることを確認した。</p> <p>通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については、有線系回線、無線系回線又は衛星回線により多様性を確保した専用回線に接続し、輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、多様性を確保した専用回線として、通信回線の種別、主要設備、専用の別、輻輳の制限等が示されている。（第2.5-1表）</p>
<p>（解釈） 第35条（通信連絡設備） 4 第35条において、通信連絡設備等については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能でなければならない。</p>	<p>設計基準事故が発生した場合においても動作可能な通信設備等を設置する方針としているか。</p> <p>① 通信連絡設備等は、外部電源に期待できない場合でも動作可能とするため、非常用所内電源系又は無停電電源に接続した設計であることを確認。</p>	<p>① これらの設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続する設計とすることを確認した。安全パラメータ表示システム（SPDS）は、非常用所内電源設備又は無停電電源装置（充電器等を含む。）に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とすることを確認した。</p> <p>補足説明資料において、電源系統、電源設備が示されている。（第2.6-1～3図、第2.6-1～4表）</p>

2.19.1 適合方針（第62条関係）

（1）設置許可基準規則への適合

1）技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>第六十二条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>① 技術的能力審査基準 1.19 により抽出された重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認。</p> <p>② ①により抽出された重大事故等対処設備について、43 条要求対応を確認するため設備分類（常設/可搬）を確認。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）として使用する設備が重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p>	<p>① 技術的能力審査基準 1.19 により抽出された手順毎に重大事故等対処設備が網羅的に整理されていることを確認した。</p> <p>i) 発電所内の通信連絡を行うための設備</p> <p>a. 通信連絡設備（発電所内）</p> <p>＜通信連絡設備（発電所内）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 衛星電話設備（常設、可搬型）</li> <li>・ 無線連絡設備（常設、可搬型）</li> <li>・ 携帯型音声呼出電話設備</li> <li>・ 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン</li> </ul> <p>b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）</p> <p>＜データ伝送設備（発電所内）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）</li> </ul> <p>c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）</p> <p>a. の＜通信連絡設備（発電所内）＞と同じ</p> <p>ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備</p> <p>a. 通信連絡設備（発電所外）</p> <p>＜通信連絡設備（発電所外）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 衛星電話設備（常設、可搬型）</li> <li>・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備</li> </ul> <p>b. データ伝送設備</p> <p>＜データ伝送設備（発電所外）＞</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ データ伝送設備（緊急時対策支援システム伝送装置）</li> </ul> <p>c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）</p> <p>a. の＜通信連絡設備（発電所外）＞と同じ</p> <p>補足説明資料において、要求事項（技術的能力審査基準、設置許可基準規則及び技術基準規則）と重大事故等対処設備の対応関係が整理され示</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>されている。（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）</p> <p>② 重大事故等対処設備の設備分類（常設/可搬）が「重大事故等対処設備の設備分類等」に整理されていることを確認した（常設/可搬の要求に対する適合は、10.12.2.2.1 多様性、位置的分散以降に記載されている）。</p> <p>補足説明資料において、耐震設計の設備分類【39条地震による損傷の防止】及び機器クラスが示されている。（参照：「共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について」）。</p> <p>③ 流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備として重大事故等対処設備が整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機 【57条】電源設備</li> <li>・ 常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）【57条】電源設備</li> <li>・ 可搬型代替交流電源設備【57条】電源設備</li> <li>・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</li> </ul> <p style="text-align: right;">【61条】緊急時対策所</p> <p>上記のうち、【】が記載されている設備については、43条の設計方針が【】内の条文等で整理されていることを確認した。</p>

2) 技術的能力審査基準での対応との整合性

審査の視点及び確認事項

技術的能力審査基準での対応を踏まえ、対応手段ごとに「設備の目的」、その対応手段ごとに「機能喪失の想定」、「使用機器」、「系統構成」及び「その他の設備」の内容が記載されていることを確認。

（設備の目的）

- ① 対応手段に対して重大事故等対処設備が整理されていることを確認。
- ② ①における重大事故等対処設備について、具体的な設計方針を確認。

（機能喪失の想定）

- ③ 対応手段ごとに使用条件（どのような機能喪失時に使用するのか）が明確にされていることを確認。（機能喪失する設計基準対処設備がない場合は、使用条件を記載）

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（該当設備のみ）と手順の概略系統図が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（該当設備のみ）に記載されていることを確認。

（その他の設備）

- ⑥ 系統構成を踏まえ、流路として使用する設備及び①以外の重大事故等時に期待する設備（電源、水源、冷却機能【弁・配管除く】）が重大事故等対処設備として記載されていることを確認。

<BWRの場合>

例：高圧代替注水系を用いた冷却に期待する場合は、高圧代替注水系の他、原子炉圧力容器【流路】、所内蓄電式直流電源設備【電源】、復水貯蔵槽【水源】等が含まれる。

（ただし（設備の目的）①に整理された重大事故等対処設備を除く。）

i) 発電所内の通信連絡を行うための設備

a. 通信連絡設備（発電所内）

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（通信連絡設備（発電所内））として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

<通信連絡設備（発電所内）>

- ・ 重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置又は保管する。
- ・ 衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する。
- ・ 携帯型音声呼出電話設備は、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する。
- ・ 衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は、中央制御室、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置し、屋外に設置したアンテナと接続することにより、屋内で使用可能な設計とする。
- ・ 衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、中央制御室待避室においても使用できる設計とする。
- ・ 衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・ 衛星電話設備及び無線連絡設備のうち5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・ 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、5号炉原子炉建屋屋外、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置する設計とする。
- ・ 5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの電源は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・ 衛星電話設備及び無線連絡設備のうち衛星電話設備（可搬型）、無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備の電源は、代替電源設備として、充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。
- ・ 充電式電池を用いるものについては、別の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより7日間以上継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、中央制御室又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また、乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続して通話ができる設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等時が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（図 10.12-1 通信連絡設備の概略系統図）と追補の概略系統図（第 3.19.1 図）が整合していることを確認。

- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（図 10.12-1）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. 安全パラメータ表示システム（SPDS）

確認結果（柏崎刈羽 6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））として、安全パラメータ表示システム（SPDS）※を使用することを確認した。  
 ※ 安全パラメータ表示システム（SPDS）として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置が設置される。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。
- ＜データ伝送設備（発電所内）＞
- ・ 重大事故等に対処するために、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へデータを伝送するための設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））として、データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置を設置する。
  - ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、コントロール建屋内に設置し、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。
  - ・ データ伝送装置の電源は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
  - ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置の電源は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。
- （機能喪失の想定）
- ③ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送する場合を想定していることを確認した。
- （系統構成）
- ④ 系統構成については、設備の概略系統図（図10.12-1 通信連絡設備の概略系統図）と追補の概略系統図（第3.19.1図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（図10.12-1）に記載されていることを確認した。  
 補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）
- （その他の設備）
- ⑥ ①以外で、電源として非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

- a. の＜通信連絡設備（発電所内）＞と以下の項目を除き同じ。その他の項目については、通信連絡設備（発電所内）を参照。
- （設備の目的）
- ① 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用することを確認した。
- （機能喪失の想定）
- ③ 重大事故等が発生した場合であって計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する場合を想定していることを確認した。

ii) 発電所外との通信連絡を行うための設備

a. 通信連絡設備（発電所外）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

- ① 重大事故等対処設備（通信連絡設備（発電所外）として、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用することを確認した。
- ② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

＜通信連絡設備（発電所外）＞

- ・ 重大事故等が発生した場合において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、通信連絡設備（発電所外）として、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備は、「i) a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡」と同じである。
- ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する。
- ・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、非常用交流電源設備に加えて、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・ 無線連絡設備携帯型音声呼出電話設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

（機能喪失の想定）

- ③ 重大事故等が発生した場合に発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

- ④ 系統構成については、図10.12-1 通信連絡設備の概略系統図と追補の概略系統図（第3.19.1図）が整合していることを確認。
- ⑤ ①で示す設備が概略系統図（図10.12-1）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）

（その他の設備）

- ⑥ ①以外で、電源として非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

b. データ伝送設備

確認結果（柏崎刈羽6、7）

（設備の目的）

① 重大事故等対処設備（データ伝送設備）としてデータ伝送設備<sup>\*</sup>を使用することを確認した。

※ データ伝送設備とは、必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））のうち、緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

② 具体的に、以下のとおり設計することを確認した。

＜データ伝送設備（発電所外）＞

- ・ 重大事故等が発生した場合において、発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送するデータ伝送設備として、緊急時対策支援システム伝送装置を設置する。
- ・ 緊急時対策支援システム伝送装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する。
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置の電源は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。さらに、全交流動力電源が喪失した場合においても、代替電源設備として、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電ができる設計とする。
- ・ 緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム（SPDS）、データ伝送設備、無線連絡設備携帯型音声呼出電話設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については、固縛又は転倒防止処置を講じる等、基準地震動による地震力に対し、機能喪失しない設計とする。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合に発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータの伝送を行う場合を想定していることを確認した。

（系統構成）

④ 系統構成については、図10.12-1 通信連絡設備の概略系統図と追補の概略系統図（第3.19.1図）が整合していることを確認。

⑤ ①で示す設備が概略系統図（図10.12-1）に記載されていることを確認した。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備が系統図へ示されている。（参照：「62-4 系統図」）

（その他の設備）

⑥ ①以外で、電源として非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用することを確認した。また、常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）、可搬型代替交流電源設備、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備等を重大事故等対処設備として使用することを確認した。

c. 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）

確認結果（柏崎刈羽6、7）

a. の＜通信連絡設備（発電所外）＞と以下の項目を除き同じ。その他の項目については、通信連絡設備（発電所外）を参照。

（設備の目的）

① 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有するための通信連絡設備として、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用することを確認した。

（機能喪失の想定）

③ 重大事故等が発生した場合であって計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合を想定していることを確認した。

（2）設置許可基準規則解釈への適合

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>第62条（通信連絡を行うために必要な設備）</p> <p>1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p> <p>① 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすることを確認。</p>	<p>① 衛星電話設備、無線連絡設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）等は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備、第一ガスタービン発電機等から給電され、これらの電源は、水冷であるディーゼル発電機等に対し空冷式であることから、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を有していることを確認した。</p> <p>通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすることを確認した。詳細は2.19.1 2)参照。</p>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載されたSA設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA設備基準適合性一覧表」）

2.19.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、常設重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備として、以下を考慮していることを確認した。

補足説明資料において、設備等の位置的分散等の配置状況が示されている。（参照：「配置図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
無線連絡設備（常設） 衛星電話設備（常設）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）は、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>
5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで、非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、5号炉原子炉建屋屋外、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

b. 設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備との多様性（第43条第3項第7号）

43条の設計方針において、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬重大事故防止設備兼可搬重大事故緩和設備として、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
携帯型音声呼出電話設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>携帯型音声呼出電話設備の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、乾電池等を使用することで、非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>携帯型音声呼出電話設備は、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>
無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡設備（可搬型）の電源は、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、充電式電池を使用することで、非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。</li> <li>無線連絡設備（可搬型）は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</li> </ul>

また、62条で整理する重大事故等対処設備について、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）、 無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）、 携帯型音声呼出電話設備 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	無線連絡設備、衛星電話設備、携帯型音声呼出電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、それぞれ異なる通信方式を使用し、共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とすることを確認した。

c. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
通信連絡設備のうち無線連絡設備（常設）、衛星電話設備のうち衛星連絡設備（常設）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、データ伝送設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、号炉の区分けなく通信連絡することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。</li> <li>これらの通信連絡設備及びデータ伝送設備は、共用することによって悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉の各々に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。</li> </ul>

d. 複数の接続口（第43条第3項第3号）

62条で整理する重大事故等対処設備に、可搬型重大事故等対処設備はないことを確認した。

e. 保管場所（第43条第3項第5号）

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備として、以下を考慮していることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話設備は、設計事故対処設備である送受信器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を考慮して、コントロール建屋及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する設計とすることを確認した。
無線連絡設備（可搬型） 衛星電話設備（可搬型）	無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで、送受信器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とすることを確認した。

2.19.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
携帯型音声呼出電話設備、無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）、衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）、携帯型音声呼出電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、データ伝送設備	これらの通信連絡設備は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、他の設備から独立した系統構成で使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする
無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）、衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）	これらの通信連絡設備は、他の設備から独立して使用可能な設計とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

2.19.2 容量等（第43条第2項第1号、第43条第3項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、容量の設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）、衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）	これらの通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とすることを確認した。
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とすることを確認した。
データ伝送設備	データ伝送設備は、想定される重大事故等時において、発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とすることを確認した。
5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、対策要員が5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と屋外のアクセスを円滑かつ安全に行うことができるようにするため、5号炉子炉建屋屋外、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内にそれぞれ設置する設計とすることを確認した。

43条の設計方針において、可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保する等により、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有することを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

補足説明資料において、容量の設定根拠が示されている。（参照：「容量設定根拠」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、6号及び7号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）を保管する設計とすることを確認した。
無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）	無線連絡設備（可搬型）は、想定される重大事故等時において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、6号及び7号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式（6号及び7号炉共用）を保管する設計とすることを確認した。
衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）	衛星電話設備（可搬型）は、想定される重大事故等時において、発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は、6号及び7号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え、一式（6号及び7号炉共用）を保管する設計とすることを確認した。

2.19.3 環境条件等

a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、設備等の配置状況（参照：「配置図」）が示され、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）が示されている。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話設備は、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）、衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）の操作は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）は、中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>
5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、5号炉原子炉建屋屋外、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS表示装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
データ伝送設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>データ伝送設備は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、コントロール建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。</li> </ul>

b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号、第43条第3項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）、 衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）	衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）、無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は、設置場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	以下の設計方針であることを確認した。 ・5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。 ・5号炉屋外緊急連絡用インターフォンのうち5号炉原子炉建屋屋外に設置するインターフォンは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。
安全パラメータ表示システム（SPDS）	以下の設計方針であることを確認した。 ・緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。 ・SPDS表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とすることを確認した。
データ伝送設備	データ伝送設備は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とすることを確認した。

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話設備は、想定される重大事故等時において、発電所内の建屋内で使用し、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）、 衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）	無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）は、発電所内の屋外で使用し、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。

2.19.4 操作性及び試験・検査性について

(1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号、第43条第3項第2号、第43条第3項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、全体の系統構成が系統図として示されている。（参照：「系統図」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>無線連絡設備（常設）は、中央制御室待避室で使用する場合、切替スイッチを操作することにより、速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>無線連絡設備（常設）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</li> </ul>
衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>衛星電話設備（常設）中央制御室待避室で使用する場合、切替スイッチを操作することにより、速やかに切り替えられる設計とする。</li> <li>衛星電話設備（常設）は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</li> </ul>
5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。5号炉屋外緊急連絡用インターフォンのうち5号炉原子炉建屋屋外に設置するインターフォンは、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉中央制御室内に設置するインターフォンは、一般的な電話機と同様の構造を有し、受話器部分を持ち上げることで5号炉原子炉建屋屋外のインターフォンと通信連絡が可能な設計とする。</li> </ul>
安全パラメータ表示システム（SPDS）	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。</li> <li>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。</li> <li>安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS表示装置は、付属の操作スイッチにより特別な技量を要することなく、設置場所で確実に操作が可能な設計とする。</li> </ul>
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、付属の操作スイッチにより、設置場所で操作が可能な設計とする。</li> <li>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は、付属の操作スイッチにより特別な技量を要することなく、設置場所で確実に操作が可能な設計とする。</li> </ul>

62条で整理する重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は以下のとおりである。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話設備は、端末である携帯型音声呼出電話機と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子の接続を簡便な端子接続とし、接続規格を統一することにより、使用場所において確実に接続できる設計とする。また、乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに、通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とすることを確認した。
無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）	無線連絡設備（可搬型）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。
衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）	無線連絡設備（可搬型）は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし、人が携行して移動し、付属の操作スイッチにより、使用場所で操作が可能な設計とすることを確認した。

（2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。

補足説明資料において、試験・検査の内容が示されている。（参照：「試験及び検査」）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
無線連絡設備、衛星電話設備、携帯型音声呼出電話設備、5号炉屋外緊急連絡用インターフォン、安全パラメータ表示システム（SPDS）、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備	これらの通信連絡設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とすることを確認した。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（その他設備）

技術的能力基準で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

その他設備（原子炉本体、原子炉格納施設、燃料貯蔵設備、非常用取水設備）

- 2.20.1 適合方針 ..... その他-2
  - (1) 設置許可基準規則への適合 ..... その他-2
    - 1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出 ..... その他-2
    - 2) その他設備の設計方針 ..... その他-3
  - 2.20.1.1 多様性及び独立性、位置的分散 ..... その他-5
    - a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号） ..... その他-5
    - b. 共用の禁止（第43条第2項第2号） ..... その他-5
  - 2.20.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号） ..... その他-6
- 2.20.2 容量等（第43条第2項第1号） ..... その他-7
- 2.20.3 環境条件等 ..... その他-8
  - a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号） ..... その他-8
  - b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号） ..... その他-8
- 2.20.4 操作性及び試験・検査性について ..... その他-10
  - (1) 操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号） ..... その他-10
  - (2) 試験・検査（第43条第1項第3号） ..... その他-10

2.20.1 適合方針

(1) 設置許可基準規則への適合

1) 技術的能力審査基準での対応に必要な重大事故等対処施設設備の抽出

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 技術的能力審査基準1.1～1.19により抽出された重大事故等対処設備以外で流路として使用する等、その他共通で使用する設備（その他設備）について重大事故等対処設備として整理されていることを確認。</p> <p>（その他設備）                      &lt;BWRの場合&gt;                      例1：代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器の過圧破損の防止に期待する場合は、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、海水貯留堰、スクリーン室、取水路等が含まれる。</p>	<p>① その他設備について、以下のとおり、重大事故等対処設備として整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）【その他設備】原子炉本体</li> <li>・原子炉格納容器 【その他設備】原子炉格納施設</li> <li>・使用済燃料プール 【その他設備】燃料貯蔵施設</li> <li>・原子炉建屋原子炉区域【その他設備】原子炉格納施設</li> <li>・海水貯留堰 【その他設備】非常用取水設備</li> <li>・スクリーン室 【その他設備】非常用取水設備</li> <li>・取水路 【その他設備】非常用取水設備</li> <li>・補機冷却用海水取水路 【その他設備】非常用取水設備</li> <li>・補機冷却用海水取水槽 【その他設備】非常用取水設備</li> </ul> <p>&lt;本文：ホ.A.(1)(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造&gt;                      &lt;添付八：5.1.2.1 概要&gt;                      &lt;本文：リ.A.(2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率&gt;                      &lt;添付八：9.1.2.1 概要&gt;                      &lt;本文：ニ.A.(2)(ii)a. 構造&gt;                      &lt;添付八：4.1.2.1 概要&gt;                      &lt;添付八：9.1.2.3.1 概要&gt;                      &lt;本文：ヌ.(3)(v) 非常用取水設備&gt;                      &lt;添付八：10.8.2.1 概要&gt;</p>

## 2) その他設備の設計方針

以下の重大事故等時に用いるその他設備について、設計方針を確認した。

設備名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>【その他設備】原子炉本体（第44条、第45条、第47条、第50条、第51条において使用）</p> <p>原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。</li> <li>炉心支持構造物は、重大事故に至るおそれのある事故時において、冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。</li> </ul>
<p>【その他設備】原子炉格納施設（第48条、第49条、第50条、第51条において使用）</p> <p>原子炉格納施設の原子炉格納容器</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが、設計基準対象施設としての最高使用圧力の2倍の圧力及び200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。</li> <li>原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は、想定される重大事故等時において、ドライウエル圧力がサブプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き、サブプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウエルとサブプレッション・チェンバの差圧によるダイアフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。</li> </ul>
<p>【その他設備】燃料貯蔵設備（第54条において使用）</p> <p>燃料貯蔵設備の使用済燃料プール</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プールは、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し、又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また、使用済燃料プールに接続する配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、ディフューザ配管上部にサイフォンブレイク孔を設ける設計とする。</li> <li>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。</li> </ul>
<p>【その他設備】原子炉建屋原子炉区域（第46条、第59条において使用）</p> <p>原子炉格納施設の原子炉建屋原子炉区域</p>	<p>以下の設計方針であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋原子炉区域は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉建屋原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。また、現場において、人力により操作できる設計とする。</li> <li>原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇し、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。</li> </ul>
<p>【その他設備】非常用取水設備（第48条、第50条、第56条において使用）</p> <p>非常用取水設備の海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽</p>	<p>海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行うことを確認した。</p>

<本文：ホ. A. (1) (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造>

<添付八：5.1.2.1 概要>

<本文：リ. A. (2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率>

<添付八：9.1.2.1 概要>

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

<本文：二. A. (2) (ii) a. 構造>

<添付八：4.1.2.1 概要>

<添付八：9.1.2.3.1 概要>

<本文：ヌ. A. (3) (v) 非常用取水設備>

<添付八：10.8.2.1 概要>

上記で整理された重大事故等対処設備について、以下の構成で設置許可基準規則第43条への適合性を確認する。

補足説明資料において、設計方針等が記載された重大事故等対処設備の基準適合性一覧表及び類型化分類（共-2 類型化区分及び適合内容）が示されている。（参照：「SA 設備基準適合性一覧表」）

2.20.1.1 多様性及び独立性、位置的分散

a. 設計基準事故対処設備等との多様性（第43条第2項第3号）

43条の設計方針において、常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の安全機能と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	
使用済燃料プール	
原子炉建屋原子炉区域	
海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽	

b. 共用の禁止（第43条第2項第2号）

43条の設計方針において、2以上の発電用原子炉施設と共用しないことを確認した。ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（重大事故等に対処するための必要な機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、安全性が向上する場合であって、更に同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とすることを確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
海水貯留堰、スクリーン室、取水路	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、共用により他号炉の海水取水箇所も使用することで安全性の向上が図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。</li> <li>これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、6号及び7号炉に必要な取水容量を十分に有する設計とする。なお、海水貯留堰、スクリーン室及び取水路は、重大事故等時のみ6号及び7号炉共用とする。</li> </ul>

<添付八：10.8.2.2.2 共用の禁止>

2.20.1.2 悪影響防止（第43条第1項第5号）

a. 悪影響防止

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し、発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

補足説明資料において、使用する重大事故等対処設備及び流路等の系統的な影響については、系統図に示している。（参照：系統図）

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	原子炉圧力容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
原子炉格納容器	原子炉格納容器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
使用済燃料プール	使用済燃料プールは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。
原子炉建屋原子炉区域	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋原子炉区域は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> <li>・原子炉建屋ブローアウトパネルは、誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。</li> </ul>
海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽	海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とすることを確認した。

<添付八：5.1.2.2.1 悪影響防止>

<添付八：9.1.2.1.2.1 悪影響防止>

<添付八：4.1.2.2.1 悪影響防止>

<添付八：9.1.2.3.2.1 悪影響防止>

<添付八：10.8.2.2.1 悪影響防止>

2.20.2 容量等（第43条第2項第1号）

43条の設計方針において、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とすること、常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とすること等を確認した。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
使用済燃料プール	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。
原子炉建屋原子炉区域	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。 なお、原子炉格納容器外での原子炉冷却材が漏えいするインターフェイスシステムLOCA発生時の重大事故等対処設備としての原子炉建屋ブローアウトパネルの容量等については、「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（第46条） 2.3.2 容量等」にて確認した。
海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽	流路として使用する設備であることから、対象外であることを確認した。

## 2.20.3 環境条件等

### a. 環境条件及び荷重条件（第43条第1項第1号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八1.1.7.3環境条件等」に示す。

補足説明資料において、設備等の設置状況（参照：配置図）を示し、配置状況における環境条件（参照：「共-2 類型化区分及び適合内容」）を示している。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	原子炉圧力容器は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
原子炉格納容器	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器は、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。また、原子炉格納容器は、想定される重大事故等における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう、原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水、ドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内へのスプレィ並びに原子炉格納容器下部への注水は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。</li> </ul>
使用済燃料プール	使用済燃料プールは、原子炉建屋原子炉区域内に設置し、想定される重大事故等における環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
原子炉建屋原子炉区域	原子炉建屋原子炉区域は、想定される重大事故等における原子炉区域内及び屋外の環境条件を考慮した設計とすることを確認した。
海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽は、想定される重大事故等における屋外の環境条件を考慮した設計とする。</li> <li>海水貯留堰は、鋼製構造物であり、海水中に設置するため、防食等により腐食を防止する設計とする。</li> <li>スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は、コンクリート構造物であり、常時海水を通水するため、腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。</li> </ul>

<添付八：5.1.2.2.2 環境条件等>

<添付八：9.1.2.1.2.2 環境条件等>

<添付八：4.1.2.2.2 環境条件等>

<添付八：9.1.2.3.2.2 環境条件等>

<添付八：10.8.2.2.3 環境条件等>

### b. 現場の作業環境（第43条第1項第6号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所の選定、遮蔽の設置等により設置場所で操作できる設計又は放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作できる設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八1.1.7.3環境条件等」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
使用済燃料プール	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉建屋原子炉区域	原子炉建屋原子炉区域は、想定される重大事故等における原子炉区域内及び屋外の環境条件を考慮した設計とすることを確認した。

海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽

流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。

<添付八：9.1.2.3.2.2 環境条件等>

## 2.20.4 操作性及び試験・検査性について

### （1）操作性の確保（第43条第1項第2号、第43条第1項第4号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とするとともに、現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とし、工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉格納容器	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
使用済燃料プール	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。
原子炉建屋原子炉区域	原子炉建屋ブローアウトパネルは、遠隔又は現場において、手で閉止できる設計とすることを確認した。
海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽	流路として使用する設備であり、対応操作がないことから、対象外であることを確認した。

<添付八：9.1.2.3.2.3 操作性の確保>

### （2）試験・検査（第43条第1項第3号）

43条の設計方針において、重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とするとともに、発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とすること等を確認した。基本方針については、「添付八1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重大事故等対処設備の名称	確認結果（柏崎刈羽6、7）
原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む）	原子炉圧力容器は、通常の系統構成により、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とすることを確認した。
原子炉格納容器	原子炉格納容器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。また、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とすることを確認した。
使用済燃料プール	使用済燃料プールは、漏えいの有無等の確認が可能な設計とすることを確認した。
原子炉建屋原子炉区域	原子炉建屋原子炉区域は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とすることを確認した。
海水貯留堰、スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽	以下の設計方針であることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・海水貯留堰は、機能・性能の確認が可能な設計とする。</li> <li>・スクリーン室、取水路、補機冷却用海水取水路、補機冷却用海水取水槽は、外観の確認が可能な設計とする。</li> </ul>

<添付八：5.1.2.4 試験検査>

<添付八：9.1.2.1.4 試験検査>

<添付八：4.1.2.4 試験検査>

<添付八：9.1.2.3.4 試験検査>

<添付八：10.8.2.4 試験検査>