

原子炉停止機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策.....	2. 5-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス.....	2. 5-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方.....	2. 5-3
(3) 炉心損傷防止対策.....	2. 5-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価.....	2. 5-12
(1) 有効性評価の方法.....	2. 5-12
(2) 有効性評価の条件.....	2. 5-14
(3) 有効性評価の結果.....	2. 5-18
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価.....	2. 5-22
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価.....	2. 5-24
(2) 解析条件の不確かさの影響評価.....	2. 5-26
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件.....	2. 5-26
b. 操作条件.....	2. 5-28
(3) 感度解析.....	2. 5-29
(4) 操作時間余裕の把握.....	2. 5-30
4. 必要な要員及び資源の評価.....	2. 5-31
5. 結論.....	2. 5-33

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉停止機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における事故シーケンスは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「過渡事象+原子炉停止失敗」 ・ 「小破断 LOCA+原子炉停止失敗」 ・ 「中破断 LOCA+原子炉停止失敗」 ・ 「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」 <p>なお、本事故シーケンスグループでは、過渡事象を起因とする事故シーケンスと LOCA を起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては、重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており、これに期待する場合、LOCA を起因とする事故シーケンス（本事故シーケンスグループの②～④）の事象進展は LOCA 時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。また、LOCA を起因とする場合、水位低下の観点では厳しいものの、水位低下及び LOCA に伴う減圧によってボイド率が上昇し、負の反応度が投入されると考えられることから、事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンス（本事故シーケンスグループの①）が厳しいと考えられる。また、本事故シーケンスグループでは、ECCS が確保されているシーケンスが抽出されていることから、水位低下に対しては一定の対応が可能と考えられるため、反応度制御の観点で厳しい事故シーケンスを選定することが妥当であると考えられる。更に、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は 1×10^{-13}/炉年未満であり、ほかの事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。これらを踏まえると、反応度制御の観点で厳しい、過渡事象を起因とする事故シーケンス（本事故シーケンスグループの①）は、本事故シーケンスグループにおいて代表性を有していることを確認した。</p>

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第1-8表 重要事故シーケンス等の選定」）

事故シーケンス	選定理由	対策	炉心損傷頻度				選定理由
			中	高	中	高	
① 過渡事象+原子炉停止失敗	・ 代替制御棒挿入機能 ・ 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 ・ ぼう酸水注入系 ・ 高圧炉心注水系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 残留熱除去系	・ 原子炉停止機能	中	高	中	高	a. 全シーケンスに共通であるため選定理由から除外した。 b. c. 本事故シーケンスグループに対しては、重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており、これに期待する場合、②～④の事象進展は LOCA 時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする①が厳しい。 d. 炉心損傷頻度の観点では①が支配的となった。なお、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は 1×10^{-13} /炉年未満であり、ほかの事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。 以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。
② 小破断 LOCA+原子炉停止失敗			中	中	中	低	
③ 中破断 LOCA+原子炉停止失敗			中	中	高	低	
④ 大破断 LOCA+原子炉停止失敗			中	高	低	低	

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を低下させることができないことから、原子炉圧力容器内の圧力が上昇することにより逃がし安全弁からの水蒸気の流出が継続し、原子炉水位が低下することにより炉心が露出し、炉心損傷に至ることを確認した。具体的には、「運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷に至る。」ものであり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、原子炉出力を低下させた後、原子炉水位を維持することにより炉心の冷却を維持し、原子炉を停止する必要があることを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた対策に必要な機能は、原子炉出力を低下させる機能、炉心の冷却を維持する機能、原子炉を停止する機能、原子炉圧力容器の自動減圧により原子炉圧力容器への冷却水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する機能、原子炉格納容器を除熱する機能である。具体的な初期の対策として、ATWS緩和装置（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により原子炉出力を低下させ、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心冷却を実施するとともに、自動減圧系の阻止スイッチによる原子炉圧力容器の自動減圧の阻止及びほう酸水注入系による原子炉停止により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

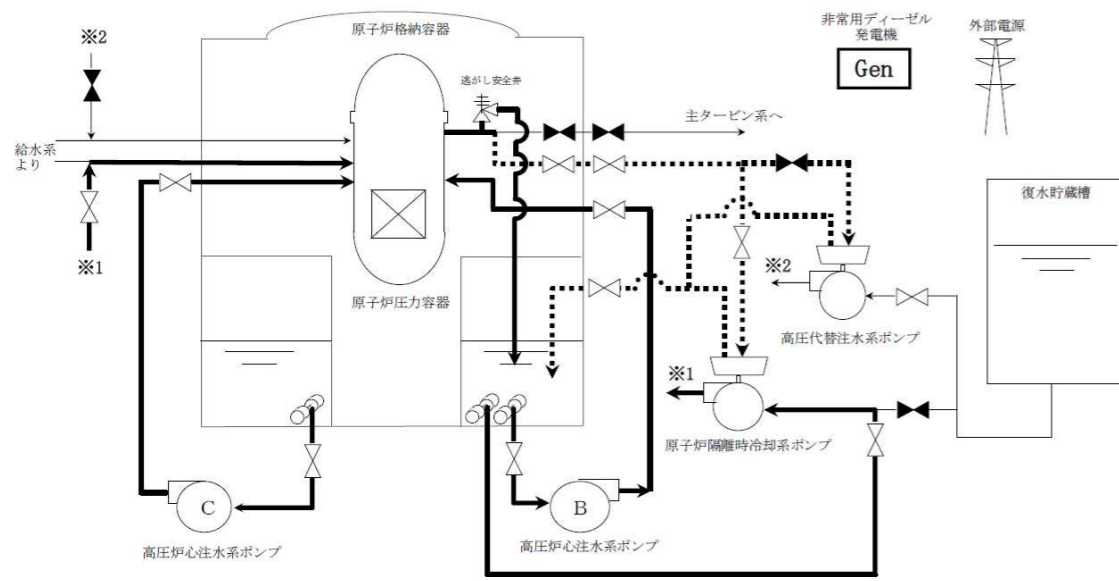
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.5-1表「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について」において、平均出力領域モニタ及び起動領域モニタが挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、自動減圧系の自動起動阻止操作の開始時間は原子炉水位低（レベル1）到達後30秒以内としていること、ほう酸水注入系の運転操作の開始時間は原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後としていること、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作の開始時間はサプレッション・チェンバ・プール水温49℃到達後10分後を設定していることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、ATWS緩和装置（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の低下、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による炉心の冷却、自動減圧系の阻止スイッチによる原子炉圧力容器の自動減圧の阻止及びほう酸水注入系による原子炉停止を実施する。初期の対策であるATWS緩和装置（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の低下、自動減圧系の阻止スイッチによる原子炉圧力容器の自動減圧の阻止及びほう酸水注入系による原子炉停止に係る手順については、「技術的能力1.1緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による炉心の冷却については、「技術的能力1.2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、ATWS緩和装置（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）、自動減圧系の阻止スイッチ、ほう酸水注入系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.5-1表「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらに対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を行う。このため、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱については、「技術的能力1.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「技術的能力1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.5-1表「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、初期対策であるほう酸水注入系によるほう酸水の原子炉圧力容器への注入を継続*することより炉心の未臨界状態を確保できること、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水を継続することにより炉心の冷却を維持できることを確認した。計装設備については(iv)で確認する。 ※ほう酸水全量注入は約165分後以内になる設計である。</p> <p>② 初期対策であるほう酸水注入系によるほう酸水の原子炉圧力容器への注入を継続することにより炉心の未臨界状態を確保できること、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水を継続することにより炉心の冷却を維持できることを確認した。また、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱を実施することで、原子炉格納容器の安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ ②の対策の継続により、安定状態を維持できることが補足説明資料（添付資料2.5.3）に示されている。 補足説明資料（添付資料2.5.3）には、本重要事故シーケンスにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉安定停止状態： 事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合 ・ 原子炉格納容器安定状態： 炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系、残留熱除去系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (原子炉停止機能喪失の場合)</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 再循環ポンプ自動トリップによる原子炉出力低下に係る計装設備を確認。 ② 逃がし安全弁の作動による格納容器圧力の上昇に係る計装設備の確認。 ③ 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備を確認。 ④ 自動減圧系の自動起動阻止に係る計装設備を確認。 ⑤ ほう酸水注入(SLC 起動)による原子炉出力低下及び未臨界状態の確認に係る計装設備を確認。 ⑥ 原子炉格納容器の除熱に係る計装設備を確認。 	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.5-1 表「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① ATWS 緩和設備（代替再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力低下に係る計装設備として、平均出力領域モニタ、起動領域モニタが挙げられていることを確認した。 ② 逃がし安全弁の逃がし弁機能の作動による格納容器圧力の上昇に係る計装設備として、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/P)、原子炉水位 (SA) 等が挙げられていることを確認した。 ③ 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉水位 (SA)、原子炉水位、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量等が挙げられていることを確認した。 ④ 自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動起動阻止に係る計装設備として、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/P)、原子炉水位 (SA) 等が挙げられていることを確認した。 ⑤ ほう酸水注入(SLC 起動)による原子炉出力低下及び未臨界状態の確認に係る計装設備として、平均出力領域モニタ、起動領域モニタが挙げられていることを確認した。 ⑥ 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備として、サプレッション・チェンバ・プール水温度、残留熱除去系系統流量が挙げられていることを確認した。
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (原子炉停止機能喪失の場合)</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。 	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内からの除熱開始時間は、サプレッション・チェンバ・プール水温の49°C到達から10分後とすることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。

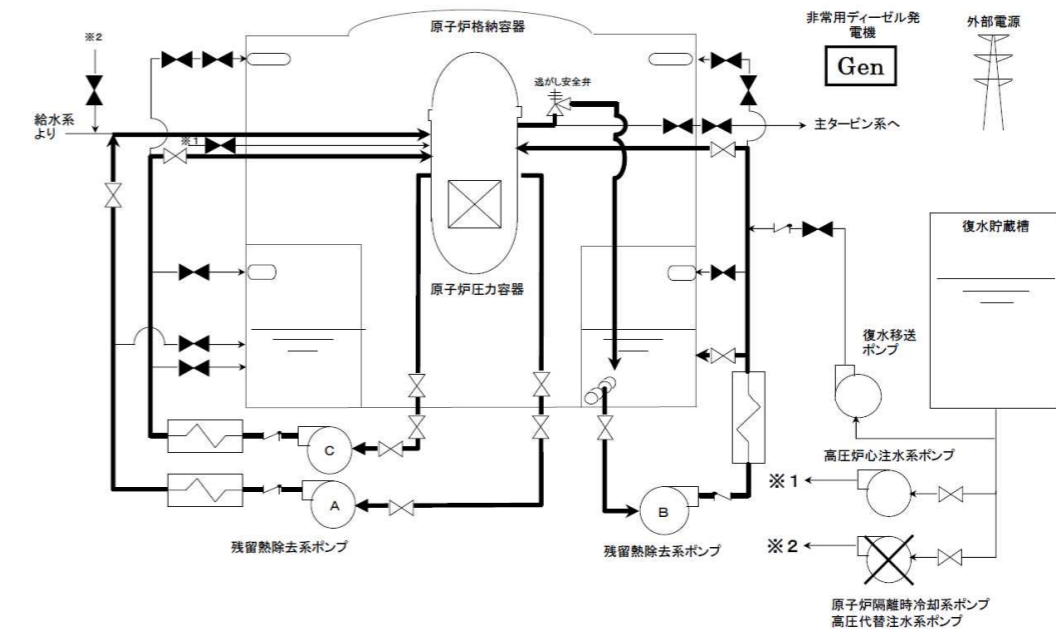
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 手動スクラムボタンによる手動スクラムの実施 ・ 原子炉モードスイッチ 「運転」→「停止」 ・ 高圧代替注水系の起動 ・ 高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の水源手動切替え 「サプレッション・チェンバ」→「復水貯蔵槽」 ・ 制御棒挿入操作 <ul style="list-style-type: none"> ➢ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の手動操作 ➢ スクラムテストスイッチによるペアロッドスクラム ➢ 原子炉緊急停止系電源スイッチによる電源遮断 ➢ 制御棒電動挿入 <p>② 「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」、「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.1.5-1 表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 追補2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、原子炉停止について、米国・欧州での対策との比較を行っており、柏崎刈羽6号炉及び7号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 ・ 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)</p> <p>(i) 逃がし安全弁の逃がし弁機能による原子炉圧力容器の過圧防止、原子炉水位の制御による炉心冷却の維持及びほう酸注入系による原子炉停止に関連する設備として、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心注水系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策である残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）により原子炉格納容器からの除熱に関連する設備として、残留熱除去系ポンプ及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。 <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.1.5-4 図「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、「第7.1.5-4 図「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要」及び「7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>原子炉スクラム失敗確認</u>：平均出力領域モニタ及び起動領域モニタによりスクラム失敗を確認する。ATWS 緩和設備（代替再循環ポンプ・トリップ機能）作動により原子炉出力が低下していることは平均出力領域モニタにより確認する。</p> <p><u>格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認</u>：ドライウエル圧力高（13.7kPa[gage]）により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び低圧注水系が自動起動する。原子炉隔離時冷却系系統流量計、高圧炉心注水系系統流量計、残留熱除去系ポンプ吐出圧力計により自動起動を確認する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位維持</u>：原子炉水位(SA)計、原子炉水位計、原子炉隔離時冷却系系統流量計、高圧炉心注水系系統流量計等により確認する。</p> <p><u>自動減圧系の自動起動阻止</u>：格納容器内圧力計、原子炉水位計等により自動減圧系の自動起動阻止を実施する。</p> <p><u>ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作</u>：ほう酸水注入系を中央制御室からの遠隔操作により手動起動し、原子炉圧力容器内へのほう酸水の注入を実施する。原子炉の出力低下及び未臨界状態は、平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより確認する。</p> <p><u>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転による原子炉格納容器除熱</u>：サプレッション・チェンバ・プール水温度が49℃に到達したことを確認後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転を開始し原子炉格納容器除熱を実施する。原子炉格納容器除熱は残留熱除去系系統流量計及びサプレッション・チェンバ・プール水温度計により確認。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、手動スクラムボタンによる手動スクラムの実施、原子炉モードスイッチ「運転」→「停止」、高圧代替注水系の起動、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の水源手動切替え「サプレッション・チェンバ」→「復水貯蔵槽」、制御棒挿入操作には期待しないが実際には</p>

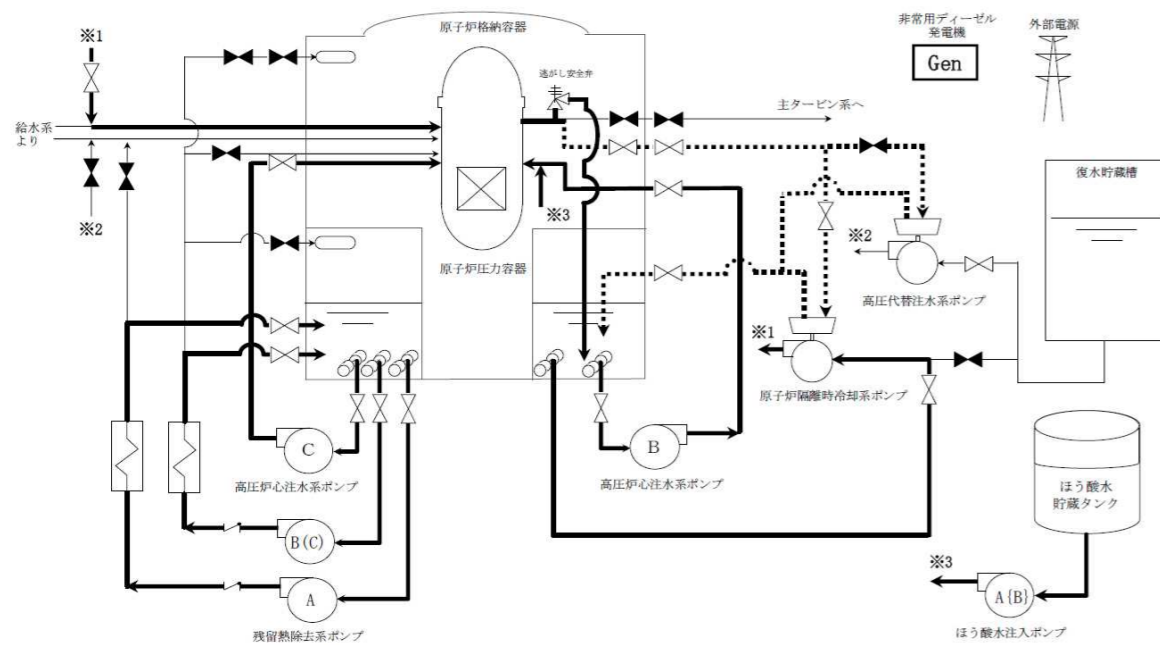
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <p>・ 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本事故シーケンスグループの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



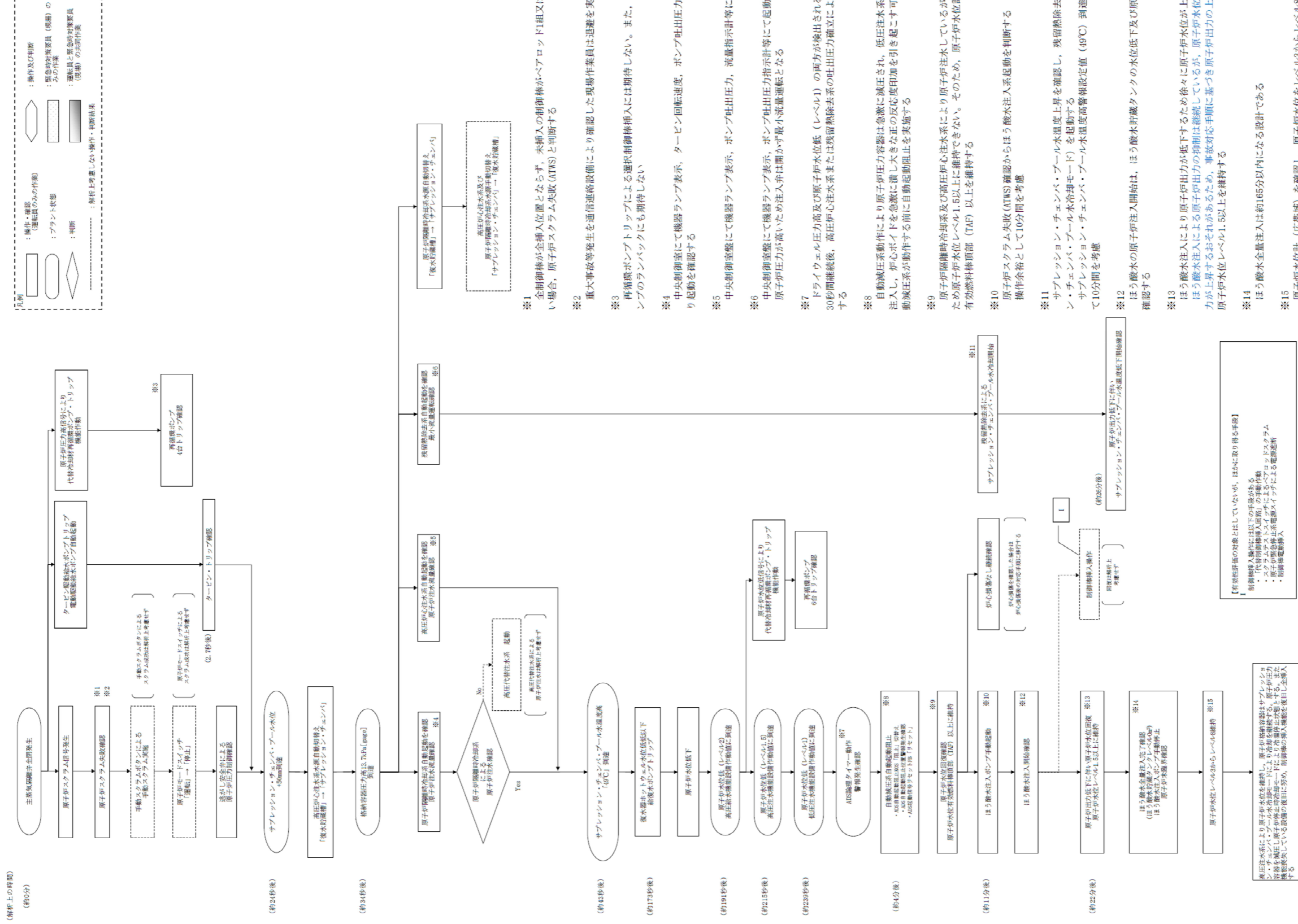
第7.1.5-1図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(1/3) (原子炉減圧及び原子炉注水)



第7.1.5-3図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(3/3) (原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)



第7.1.5-2図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(2/3) (原子炉未臨界操作, 原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



第 7.1.5-4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要

原子炉停止機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（分）												備考	
	責任者	当直長		1人	中央監視 緊急時対策本部連絡			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		
操作項目	指揮者	6号	当直副長	1人	各号炉運転操作指揮		操作の内容 ▽事象発生 ▽原子炉スクラム失敗確認 ▽約34秒 格納容器圧力高 (13.7kPa [gage]) 到達 ▽約43秒 サプレッション・チェンバ・プール水温度高「49℃」到達 ▽約173秒 給復水ポンプトリップ (復水器ホットウェル水位低低による) ▽約191秒 原子炉水位低 (レベル2) ▽約215秒 原子炉水位低 (レベル1.5) ▽約239秒 原子炉水位低 (レベル1) ▽プラント状況判断														
	通報連絡者	緊急時対策本部要員		5人	中央制御室連絡 発電所外部連絡																
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号															
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	—	—	—	—	・主蒸気隔離弁 全閉確認, 逃がし安全弁による原子炉圧力制御確認 ・原子炉スクラム失敗確認 ・タービン・トリップ確認 ・原子炉隔離時冷却系, 高圧炉心注水系, 残留熱除去系 自動起動確認 ・再循環ポンプトリップ確認 ・給復水ポンプトリップ, 原子炉水位低下確認	10分													
自動減圧系 自動起動阻止	(1人) A	(1人) a	—	—	—	—	・ADS自動起動阻止KOS「阻止」 ・ADS起動信号リセットPB「リセット」	30秒													
残留熱除去系 運転モード切替え操作	(1人) B	(1人) b	—	—	—	—	・残留熱除去系 低圧注水モード→サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード ・サプレッション・チェンバ・プール冷却状況監視	残留熱除去系3系統 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード起動)													
ほう酸水注入系 起動操作	(1人) A	(1人) a	—	—	—	—	・ほう酸水注入系 起動 ・注入状況監視	ほう酸水全量注入完了まで運転継続													
制御棒手動挿入, 復旧操作 (解析上考慮せず)	—	—	—	—	—	—	・代替制御棒挿入機能起動 ・制御棒電動挿入操作													対応可能な要員により対応する	
原子炉水位調整操作	(1人) A	(1人) a	—	—	—	—	・原子炉隔離時冷却系 流量調整 ・高圧炉心注水系 流量調整	有効燃料棒頂部以上に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は, 原子炉水位レベル1.5以上維持													
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	0人	0人	0人																

() 内の数字は他の作業終了後, 移動して対応する人員数。

第 7.1.5-5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されているか？ ← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「<u>過渡事象（主蒸気隔離弁閉）＋原子炉停止失敗</u>」を選定する。これは、出力上昇の評価の観点では、主蒸気隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力容器の圧力上昇による正の反応度印加が生じることから、より厳しいシーケンスであることから<u>選定する</u>としていることを確認した。重要事故シーケンスの設定にあたっては、有効性評価ガイド2.2.3の着眼点を踏まえ、運転時の過渡事象（反応度印加の観点で最も厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を選定）を起因事象とし、原子炉圧力上昇による反応度印加に伴う出力上昇の観点で厳しくなる「<u>過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗</u>」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2）</p> <p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果（ボイド・ドップラ / ボロン）、崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、沸騰・ボイド率変化、気液熱非平衡、原子炉圧力容器における冷却材流量変化、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、ほう酸水の拡散、原子炉格納容器におけるサプレッション・プール冷却が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、沸騰・ボイド率変化、炉心流量変化等を取り扱うことができるプラント動特性解析コード REDY を用いる。さらに、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移等を取り扱うことができる単チャンネル熱水力解析コード SCAT を用いることを確認した。なお、同コードでは、リウエット現象の効果を考慮して評価する場合、日本原子力学会標準で公開された相関式が用いられている。REDY 及び SCAT の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3）有効性評価ガイド2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3）解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生を想定する。</p> <p>ii. 原子炉スクラムに失敗し、制御棒が挿入できない場合を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉の手動スクラムには期待しない。</p> <p>iv. 反応度係数は、炉心サイクル寿命中の変化を考慮し、炉心のサイクル燃焼度に応じた現実的な値を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 再循環ポンプ自動トリップ及びほう酸水注入設備によって反応度制御機能を確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(BWR 原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>外部電源有りとする。再循環ポンプの運転が維持されるので、原子炉出力を高め維持する時間が長くなるからである。</p> <p>特に ABWR においては、ATWS 緩和装置（代替再循環ポンプ・トリップ機能）が原子炉圧力高（7.48MPa[gage]）又は原子炉水位低（レベル3）信号で作動し、10 台中 4 台の再循環ポンプが自動停止するが、原子炉水位低（レベル2）の信号が発信するまでは、残りの 6 台の運転が継続している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップしないことにより、原子炉出力が高く維持されることから PCT、原子炉格納容器内の圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点では厳しい設定となることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 初期条件や起回事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起回事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを 確認。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 評価対象とする炉心の状態の確認 ・ 安全機能等の喪失に対する仮定の確認 ・ 反応度係数（動的ボイド係数と動的ドップラ係数）の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、適切に設定していることを確認。 ・ その他初期条件（原子炉熱出力、炉心流量等）の設定について確認。 	<p>(ii) 起回事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起回事象として、主蒸気隔離弁の誤閉止が発生するものとし、安全機能の喪失に対する仮定は「原子炉スクラムが失敗すること」としており、PRAの評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② 「第7.1.5-2表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）」において、初期条件、事故条件について、原子炉熱出力、炉心流量、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>評価対象とする炉心の状態：「平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きいことから、主蒸気隔離弁閉に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加が大きい設定となる。」</p> <p>安全機能等の喪失に対する仮定：「原子炉スクラムが失敗すること」に加え、「手動での原子炉スクラムは実施できないこと及び代替制御棒挿入機能は作動しないこと」を仮定している。</p> <p>反応度係数（動的ボイド係数と動的ドップラ係数）：原子炉出力上昇を厳しくする観点から、動的ボイド係数には保守因子1.25（ボイドが潰れた際に印加される正の反応度を大きくする側）、動的ドップラ係数には保守因子0.9（燃料温度上昇時に印加される負の反応度を小さくする側）を一律に掛けたものを有効性評価の反応度係数として用いる。事象進展中の炉心状態の変化に伴う不確かさ、取替炉心設計段階における不確かさ、動的ボイド係数及び動的ドップラ係数を計算する前処理コードの不確かさを考慮することにより、保守因子の不確かさを決定しており、PCT評価への影響への確認するため REDY・SCAT の感度解析を実施している。</p> <p>その他の初期条件：原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、主蒸気流量については定格値、原子炉水位は通常水位、最小限界出力比(MCPR)は通常運転時の下限値、最大線出力密度(MLHGR)は通常運転時の最大値を用いている。また、炉心流量の不確かさの PCT 評価への影響については、「7.1.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (3) 感度解析」にて確認する。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 初期出力 原子炉は定格熱出力で運転されているものとする。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等 炉心の出力分布、炉心流量及び崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 再循環ポンプ自動トリップの作動条件 ・ 選択制御棒挿入機能の作動について ・ 再循環ポンプの高速ランバック機能の作動について ・ 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑制するために作動する逃がし安全弁の流量 ・ 電動駆動給水ポンプの起動条件と流量 ・ 原子炉隔離時冷却系の起動条件と流量 ・ 高圧炉心注水系の起動条件と流量 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）により、再循環ポンプ 10 台のうち、4 台が原子炉圧力高（7.48MPa[gage]）で、残りの 6 台が原子炉水位低（レベル 2）でトリップする。なお、高速ランバック機能については、保守的に作動しないものとする。また、再循環ポンプが 2 台以上トリップしている状態であって、原子炉出力-炉心流量が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものとすることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.1.5-2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示す。</p> <p>ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）：代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により、再循環ポンプ 10 台のうち、4 台が原子炉圧力高（7.48MPa[gage]）で、残りの 6 台が原子炉水位低（レベル 2）でトリップする。なお、4 台以上の再循環ポンプがトリップした際に残りの再循環ポンプの運転速度を 5%/秒で速やかに低下させる高速ランバック機能については、保守的に作動しないものと仮定する。再循環ポンプが 2 台以上トリップしている状態であって、原子炉出力-炉心流量が運転特性図上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても作動しないものとする。</p> <p>主蒸気隔離弁：主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、最も短い時間として設計値の下限である 3 秒とする。</p> <p>逃がし安全弁：逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁（18 個）は、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。</p> <p>電動駆動給水ポンプ：主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系：原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、182m³/h（8.12</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 自動減圧系起動信号 ・ ほう酸注入系の流量 ・ 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の伝熱容量 	<p>～1.03MPa[dif]において）の流量で給水するものとする。</p> <p><u>高圧炉心注水系</u>：高圧炉心注水系は原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、182～727m³/h（8.12～0.69MPa[dif]において）の流量で給水するものとする。</p> <p><u>ほう酸水注入系</u>：原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点で手動起動し、190L/分の流量及びほう酸濃度13.4%で注入するものとする。</p> <p><u>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）</u>：伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（サプレッション・チェンバのプール水温52℃、海水温度30℃において）とする。</p>
<p>（ii）有効性評価ガイド2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している主給水系及び安全機能の喪失を仮定している原子炉スクラム、手動による原子炉スクラム及び代替制御棒挿入機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器からの除熱の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自動減圧系（ADS、SA-ADS）起動阻止操作の条件 ・ ほう酸水注入系運転操作の条件 ・ 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作の条件 	<p>3)</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策の全てが中央制御室で実施するものであり、現場操作はないことを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止は、<u>自動減圧系の自動起動信号の発信条件</u>（高圧炉心注水系又は低圧注水系のポンプが1台以上運転、<u>ドライウェル圧力高及び原子炉水位低（レベル1）</u>）が成立してから30秒以内に、運転員が実施することを確認した。具体的には、自動起動信号が発信（高圧炉心注水系又は低圧注水系のポンプが1台以上運転、ドライウェル圧力高及び原子炉水位低（レベル1））してから逃がし弁安全弁が開くまでの30秒の間に、運転員が自動減圧系の起動阻止スイッチを操作することを「第7.1.5-2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）」により確認した。ほう酸水注入系による原子炉を停止する操作は、<u>原子炉スクラム失敗の確認から10分後</u>とすることを確認した。具体的には、<u>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内からの除熱開始時間は、サプレッション・チェンバ・プール水温の49℃到達から10分後とする</u>ことを確認した。具体的には、ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点で手動起動することとしていることを「第7.1.5-2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）」により確認した。残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は、サプレッション・チェンバのプール水の平均温度が49℃に到達することをもって実施することを確認した。具体的には、サプレッション・チェンバ・プール水温が49℃に到達した時点から、10分間が経過した時点で残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を手動起動することを「第7.1.5-2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）」確認した。なお、操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 自動減圧系の自動起動阻止操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位低（レベル1）到達後30秒以内を設定していることを確認した。なお、実際の手順においては、本操作は再循環ポンプの自動トリップを確認後に開始することになっており、解析上の操作条件は実際の操作よりも遅れ側ではあるが、自動減圧系の自動起動阻止操作に成功するものとしているため、解析結果には影響しないことを確認した。ほう酸水注入系運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後を設定していることを確認した。なお、実際の手順においては、ほう酸水注入系運転操作は、制御棒挿入失敗が確認され次第、再循環ポンプの停止及び自動減圧系の自動起動阻止操作後に速やかに実施する手順となっているが、解析上では運転員の操作余裕として10分を考慮しているため、原子炉出力の抑制及び原子炉停止の観点から、解析結果が厳しくなる設定であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、解析上の操作開始時間としてサブプレッション・チェンバ・プール水温 49℃到達後 10 分後を設定していることを確認した。なお、実際の手順においては、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、サブプレッション・チェンバ・プール水温 35℃以上若しくはサブプレッション・チェンバ気相温度 49℃以上に実施することになっており、解析上では実際の手順よりもプレッション・チェンバ・プール水温が高い温度で本操作を実施するとともに、運転員の操作余裕として 10 分を考慮しているため、格納容器圧力の抑制及の観点から、解析結果が厳しくなる設定であることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1、200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記 1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が</p>	<p>1)</p> <p>(i) 「7.1.5.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていること</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <p>起回事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ 中性子束 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心流量 ・ 中性子束 ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉注水量（原子炉隔離時冷却系流量、高圧炉心注水系流量） ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心流量 ・ 中性子束 ・ 原子炉圧力（シュラウド外水位） ・ 原子炉水位 ・ 原子炉水温度 ・ 燃料被覆管温度 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること ・ トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること ・ 図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など） 	<p>を確認した。</p> <p>② 第7.1.5-6 図及び第7.1.5-9 図より、主蒸気隔離弁の閉止により原子炉圧力が急上昇し、これに伴い中性子束も急上昇していることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.5-6 図及び第7.1.5-9 図より、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）が原子炉圧力高（7.48MPa[gage]）信号により再循環ポンプ4台をトリップさせ、炉心流量が急減していることを確認した。また、第7.1.5-6 図、第7.1.5-7 図及び第7.1.5-9 図より、電動駆動給水ポンプのトリップにより原子炉水位が低下し、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）が原子炉水位低（レベル2）信号により再循環ポンプ6台をトリップさせ、炉心流量が急減していることを確認した。第7.1.5-9 図より、逃がし安全弁の逃がし弁機能により原子炉圧力容器圧力が過度に上昇していないことを確認した。第7.1.5-18 図及び第7.1.5-21 図より、ドライウエル高信号により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉停止状態（22分以降）においては、原子炉水位をL1.5付近に維持するため手動操作により流量調整をしていることを確認した。</p> <p>第7.1.5-15 図より、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水が注入され、中性子束が低下し、22分以降においては、原子炉は未臨界状態を維持していることを確認した。</p> <p>第7.1.5-21 図より、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内から除熱により、サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力は上昇傾向から低下傾向に転じることを確認した。</p> <p>④ 第7.1.5-6 図より、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の作動の効果として、再循環ポンプ4台トリップによる炉心流量の急減により中性子束が低下していること及び再循環ポンプ6台トリップによる炉心流量の急減により中性子束が低下していることを確認した。また、第7.1.5-6 図、第7.1.5-11 図及び第7.1.5-12 図より、中性子束の低下による燃料被覆管温度の低下を確認した。第7.1.5-9 図より、逃がし安全弁の逃がし弁機能により原子炉圧力容器圧力が過度に上昇していないことを確認した。第7.1.5-21 図より、原子炉停止状態（22分以降）においては、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の手動操作による流量調整により、原子炉水位をL1.5付近に維持していることを確認した。ほう酸水注入系及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が作動した効果の確認については、上記③と同様である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料被覆管最高温度、燃料被覆管酸化量</p> <p>② 原子炉圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p> <p>④ 敷地境界の実効線量（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータの推移について、以下のa.～d.を確認した。</p> <p>a. 0秒から約60秒の期間 主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗し、原子炉圧力上昇によるボイド率の減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じる。約2秒後に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により再循環ポンプ4台がトリップし、原子炉流量が低下することにより一時的にボイド率が増加して中性子束が低下し、燃料被覆管温度が低下する。以上により、中性子束は最高306%まで上昇するが、PCTは約730℃に抑えられ、また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、逃がし安全弁の逃がし弁機能により約9.22MPa [gage]に抑えられる。</p> <p>b. 約60秒から約191秒の期間 主蒸気隔離弁の閉止により主蒸気が遮断され、給水加熱が喪失し、炉心冷却材温度が低下する。このため、正の反応度が印加されることにより中性子束が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じるため、PCTが一時的に約1,060℃まで上昇する。なお、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの約1%以下である。</p> <p>c. 約191秒から約10分の期間 復水器ホットウェルの水位低下により電動駆動給水ポンプがトリップするため原子炉水位が低下し、事象発生から191秒後、原子炉水位低信号により残り6台の再循環ポンプが自動トリップすることに伴い、中性子束及び燃料被覆管温度は低下し、再度、上昇に転ずることはない。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水により、炉心は冠水維持される。</p> <p>d. 約11分以降 事象発生から約11分後、ほう酸水注入系及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を手動起動することにより、中性子束は徐々に低下して、原子炉は未臨界状態に至る。以上により、原子炉格納容器内の圧力及びサブプレッション・チェンバ・プール水温は、それぞれ約0.19MPa [gage]、約113℃に抑えられ、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。</p> <p>評価項目となるパラメータが基準を満足していることの確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 燃料被覆管温度は、給水加熱喪失の状態によって出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約176秒で最高の約1,060℃に到達するが、1,200℃以下となることを確認した。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの2%以下であり、15%以下となることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力は、逃がし安全弁の作動により、約8.92MPa [gage]以下に抑えられることを確認した。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部に加わる圧力との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約9.22MPa [gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa [gage]）を十分下回ることを確認した。</p> <p>③ 格納容器圧力及びサブプレッション・チェンバ・プール水温は、ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も緩やかに上昇するが、それぞれ約0.19MPa [gage]、約113℃以下に抑えられ、原子炉格納容器バウンダリの限界圧力（0.62MPa [gage]）及び限界温度（200℃）を下回ることを確認した。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置を使用しないので、敷地境界の実効線量を確認する必要はないことを確認した。</p> <p>※ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって中性子束は徐々に減少し、未臨界に至ることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。具体的には、第7.1.5-6図、第7.1.5-11図、第7.1.5-12図、第7.1.5-15図及び第7.1.5-20図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策であるATWS緩和装置（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の低下、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による炉心の冷却、自動減圧系の阻止スイッチによる原子炉圧力容器の自動減圧の阻止及びほう酸水注入系による原子炉停止により、燃料被覆管の温度は1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び原子炉圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、<u>ほう酸水注入系による未臨界の維持、逃がし安全弁の開維持、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による炉心の冷却の継続、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.5-15図及び第7.1.5-20図にあるとおり、ほう酸注入系によるほう酸水の注入により原子炉を未臨界状態にするとともに、<u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心冷却を継続することにより、安定状態を確立し、維持することを確認した。</u>また、第7.1.5-21図にあるとおり、事象発生から26分後に、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱により、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温は低下傾向に転じ、原子炉格納容器は安定状態を確立し、安定状態を維持することを確認した。第7.1.5-3図にあるとおり、以降、炉心冷却及び原子炉格納容器からの除熱は、残留熱除去系により継続的に行うことを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

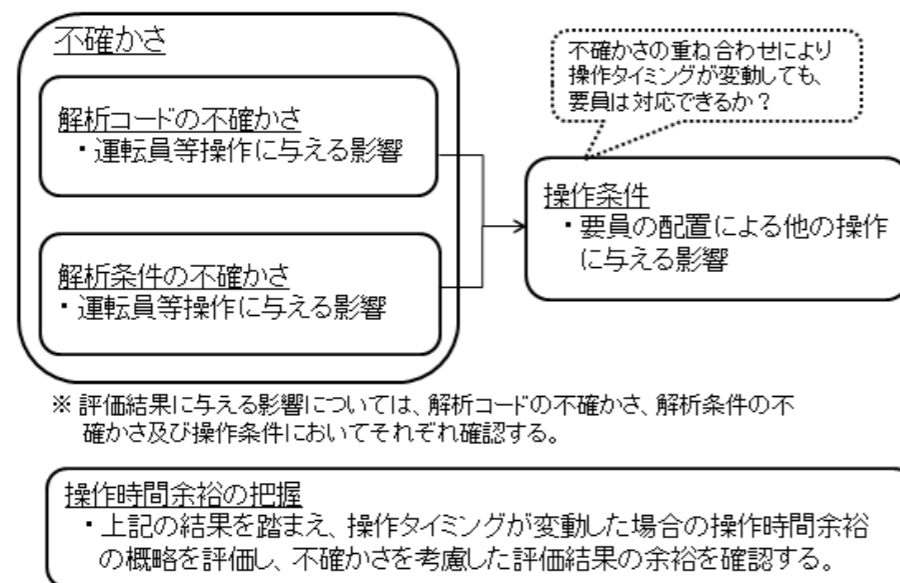
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>（参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等の操作の起点となる事象、起点となる事象によって運転員等の操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等の操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等の操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、自動減圧系の自動起動阻止操作、ほう酸水注入系運転操作及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作とすることを確認した。自動減圧系の自動起動阻止操作は、操作が遅れて自動減圧系が起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が原子炉圧力容器に注水され、原子炉出力の急激な上昇に繋がる可能性がある。ほう酸水注入系運転操作は、操作のタイミングによって、格納容器圧力及び温度は影響を受ける。残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、操作のタイミングによって、格納容器圧力及び温度は影響を受ける。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響について、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向（REDY/SCAT が燃料被覆管温度を高く評価する傾向）は、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等の操作に与える影響の具体的な確認内容は以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えるため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなる。 ・ 炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高め設定するため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなる。 ・ 炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等を採用しているため、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなる。 ・ 炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件として MCPR に関する燃料の許容設計限界（以下「SLMCPR」という。）で沸騰遷移が発生するよう設定しているため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなる。 ・ 原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードは保守的な値を用いているため、実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早く、ポロン反応度印加割合が大きくなり未臨界までの時間が早くなる。 <p>② 上記の不確かさのうち、炉心における出力分布変化、炉心における燃料棒内温度変化、炉心における燃料棒表面熱伝達、炉心における沸騰遷移の不確かさを考慮した場合には、燃料被覆管温度を高く評価する傾向にはあるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさを考慮した場合には、解析では未臨界までの時間が実際よりも長くなる傾向にあるが、ほう酸水の注入開始以降に実施する運転操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、REDY では、ATWS 時の中性子動特性挙動は一点近似動特性モデルを用いて評価され、その不確かさは、反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。反応度フィードバック効果の不確かさは、REDY の入力値である動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の不確かさの影響を受けるため、「(2) 解析条件の不確かさの影響」にて確認する。SCAT では、燃料表面熱伝達等を概ね保守的に評価する相関式を採用しているため、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。REDY 及び SCAT とともに、事象進展中の炉心の出力分布変化を取り扱うことができないが、保守的に中央がピークとなる軸方向出力分布を代表的に与えることにより、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えることにより燃料被覆管温度を高め評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高め評価する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに設定することにより燃料被覆管温度を高めに評価し、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価する。 ・ 炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等を採用しており、解析結果は燃料表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。 ・ 炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件設定により燃料被覆管温度を高めに評価する可能性があり、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高めに評価する可能性がある。 ・ 原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードはほう酸水の拡散に関して保守的な値を用いているため、臨界未満までの時間を遅く評価し、サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力を高めに評価する。 <p>② 上記の不確かさのうち、炉心における出力分布変化、炉心における燃料棒内温度変化、炉心における燃料棒表面熱伝達、炉心における沸騰遷移の不確かさを考慮した場合には、全体としては燃料被覆管温度を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。また、原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさを考慮した場合には、未臨界までの時間を遅く評価し、サプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力を高めに評価することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 最小限界出力比（MCPR）</p> <p>② 最大線出力密度（MLHGR）</p> <p>③ 核データ（動的ボイド係数）</p> <p>④ 核データ（動的ドップラ係数）</p> <p>⑤ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>⑥ 外部電源の有無</p> <p>⑦ 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間</p>	<p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる項目に関する影響評価の結果を確認した。</p> <p>1)</p> <p>(i) 解析条件の不確かさのうち、事象進展に有意な影響を与え、運転員操作に影響を与えられとされる項目について、影響評価の結果を確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最小限界出力比は、解析条件の「1.22」に対して最確値は「1.22以上」であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合解析条件よりも大きくなるため、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の「44.0kW/m」に対して最確条件は「約42kW/m以下」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の1.25倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動しうるが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、プラント挙動への影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。（「追補2.Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>④ 初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の0.9倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ドップラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおりプラント挙動への影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。（「追補2.Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>⑤ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>⑥ 事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサブプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で厳しくなるよう外部電源がある状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保されることから、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>⑦ 機器条件の主蒸気隔離弁の閉止は、解析条件の「閉止時間：3秒」に対して最確条件は「閉止時間：3秒以上4.5秒以下」であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなるが、事象発生から極短時間での動作であり、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 炉心流量 ② 最小限界出力比（MCPR） ③ 最大線出力密度（MLHGR） ④ 核データ（動的ボイド係数） ⑤ 核データ（動的ドップラ係数） ⑥ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等 ⑦ 外部電源の有無 ⑧ 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間 	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、動的ボイド係数には、平衡サイクル末期の値を1.25倍した値が一律に設定され、動的ドップラ係数には、平衡サイクル末期の値を0.9倍した値が一律に設定されている。事象進展中の動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の変動範囲における感度解析により、プラント挙動への影響が小さいこと及びPCT評価値の上昇幅も数℃程度であることが確認されていることから、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 初期条件の炉心流量は、解析条件の「52,200t/h（定格流量（100%）」に対して最確条件は「定格流量の約91%～約110%」である。炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなる等により、評価項目となるパラメータに影響を与える。炉心流量が少ない場合（定格流量の90%）の感度解析を「7.1.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価（3）感度解析」にて確認する。 ② 初期条件の最小限界出力比は、解析条件の「1.22」に対して最確値は「1.22以上」であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。 ③ 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の「44.0kW/m」に対して最確条件は「約42kW/m以下」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。 ④ 初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の1.25倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、その影響は小さいことを確認した。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動するが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。（「追補2.Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」） ⑤ 初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の0.9倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおり評価項目に与える影響は小さいことを確認した。（「追補2.Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」） ⑥ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 ⑦ 事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、また、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で厳しくなるよう外部電源がある状態を解析条件に設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップし、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への給水も行われず、原子炉出力が低くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が確保されることも確認した。 ⑧ 機器条件の主蒸気隔離弁の閉止は、解析条件の「閉止時間：3秒」に対して最確条件は「閉止時間：3秒以上4.5秒以下」であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 自動減圧系の自動起動阻止操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位低（レベル1）到達後30秒以内を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作等他の事象収束のための操作を並行して行うため、操作開始時間は変動し得るが、本操作が遅れないようにタイマー動作の警報が発報すること及び運転員は2名で対応することから、操作が遅れる可能性は低く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響も小さいことを確認した。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより、操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>ほう酸水注入系運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、状態把握の時間及び操作時間に余裕を含めて解析上は10分間を想定しているが、ほう酸水注入系の起動操作は、制御棒挿入失敗が確認され次第、再循環ポンプの停止及び自動減圧系の自動起動阻止操作後に速やかに実施する手順となっていること、また、本操作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉圧力容器へのほう酸水注入系による注入開始時間も早まることから、運転員等の操作時間に対する余裕は大きくなることを確認した。当該操作は、操作手順に変わりがなく、パラメータを起点としていない操作であることから、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさによる操作開始時間に与える影響はない。また、当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・チェンバ・プール水温49℃到達後10分後を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作等他の事象収束のための操作を並行して行うことも踏まえて、状況把握の時間及び操作時間に時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響も小さいことを確認した。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより、操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② ①の重大事故等対策の運転員等の操作は、中央制御室で行う操作であり、運転員等の操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、<u>ほう酸水注入系運転操作の開始時間については、事象発生から10分後としているが、実際の操作は制御棒挿入失敗が確認され次第、優先して実施する手順となっており、実際の操作は早まることから、格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなる可能性があり、評価項目に対する余裕は大きくなること</u>を確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自動減圧系の自動起動阻止操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目に与える影響はないことを確認した。 ほう酸水注入系運転操作は、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早くなり、その場合、格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。なお、燃料被覆管温度は、ほう酸水注入系運転操作開始前に最大となることから、評価項目に与える影響はないことを確認した。 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

(3) 感度解析

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 感度解析による不確かさの影響評価について</p> <p>1) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているか確認する。</p> <p>(i) 解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを考慮した場合の評価結果に与える影響は把握されているか確認する。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 初期条件の炉心流量</p> <p>② 燃料棒表面熱伝達（リウエットの考慮の有無）</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさにおいて、評価項目となるパラメータに影響を与えるものとして、初期条件の炉心流量及び燃料棒表面熱伝達（リウエットの考慮の有無）について感度解析を実施し、評価結果に与える影響について確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の炉心流量</p> <p>定格出力時における炉心流量が小さい場合には、相対的にボイド率が高いため、主蒸気隔離弁の誤閉止に伴う原子炉圧力上昇時に印加される正のボイド反応度は大きくなり、事象進展に影響を与えるため、定格出力時における炉心流量について感度解析を実施した。炉心流量を最確条件のうち最小（定格炉心流量の90%）とした場合、PCTは約1,080℃、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの3%以下、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約9.12MPa[gage]となるが、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>② 燃料棒表面熱伝達（リウエットの考慮の有無）</p> <p>PCT及び燃料被覆管の酸化量の評価においては、燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が生じた際にリウエット現象を考慮しているが、リウエット現象を考慮しない場合でも、PCTは約1,180℃及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの5%以下となり、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p>

(4) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 自動減圧系起動阻止操作</p> <p>② ほう酸水注入系運転操作</p> <p>③ 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作</p>	<p>1)</p> <p>(i) 自動減圧系の自動起動阻止操作については、タイマー動作の警報が発報すること及び運転員2名が中央制御室で対応することから、操作が遅れる可能性は低い。自動起動阻止操作が行われず自動減圧系が作動した場合でも、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水が始まる原子炉圧力に減圧されるまでに160秒間はあることから、中央制御室から開状態の逃がし安全弁を手動により閉止し、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を防止するには、時間余裕があることを確認した。また、ほう酸水注入系運転操作については10分以上の操作時間が確保できること、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作についても、10分程度の操作時間を確保できることを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 自動減圧系の自動起動阻止操作については、自動減圧系の自動起動阻止操作が行われなかった場合でも、自動減圧系の作動による原子炉減圧開始から低圧注水系による原子炉注水が始まるまでには、低圧注水系による注水が可能な圧力に原子炉が減圧されるまで約160秒の時間があり、この間に自動起動阻止操作及び開放された逃がし安全弁の閉止操作を実施することで低圧注水系による原子炉注水を防止でき、実際にはこの間についても操作時間として確保できることから、時間余裕があることを確認した。運転状態の原子炉圧力（約7MPa）から逃がし安全弁8個で減圧する場合について、同操作を実施している「7.1.1 高圧・低圧注水機能喪失」を参照すると、原子炉圧力（第7.1.1-6 図参照）は逃がし安全弁8個による減圧開始後約160秒で約2MPaまで低下している。このことから、自動減圧系の作動により逃がし安全弁8個による減圧が開始された場合であっても、減圧開始から約160秒の間に中央制御室において開状態の逃がし安全弁を手動により閉止することで、低圧注水系による原子炉注水を防止できることを確認した。</p> <p>② ほう酸水注入系運転操作は、手順上、事象発生直後に行う再循環ポンプの停止及び自動減圧系の自動起動阻止操作後に開始する操作としている。ほう酸水注入系の運転開始時間は、主にサブプレッション・チェンバ・プール水温及び格納容器圧力に影響するが、事象発生から10分後に操作を開始した場合でも、格納容器圧力及び温度の最大値は原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度をそれぞれ下回るため、10分以上の操作時間が確保できることから、時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作については、サブプレッション・チェンバ・プール水温の高警報の発報から10分程度あり、操作時間が確保できることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) 1) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。 ① 本事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて12名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は72名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉から5号炉の運転員等も対応可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対応と、1号炉から5号炉の SFP への対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機による電力供給量が十分に大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。 ① 外部電源の喪失は想定していないが、外部電源が喪失した場合においても、外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>「重大事故等対策設備について」の補足説明資料において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量が200kVAであり必要負荷が</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	約 60kVA であること、及びモニタリング・ポスト用発電機の容量が 40kVA であり必要負荷が約 2.34kVA であることが示されている。
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シナリオグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シナリオでは、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による炉心の冷却については、サブプレッション・チェンバ・プール水を水源とすることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、本重要事故シナリオが発生し、仮に外部電源が喪失しても、非常用ディーゼル発電機を全出力で7日間運転した場合に必要な軽油量は号炉当たり約 753kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 13 kL であり、6号炉と7号炉合わせて合計約 1,513kL 必要である。これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約 1,020 kL で、合計約 2,040 kL の軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の低下、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による炉心の冷却の維持、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水の注入、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等が事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁閉）＋原子炉停止失敗」において、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による原子炉出力の低下等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（原子炉停止機能）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の低下等により炉心損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、ほう酸水注入、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からからの除熱等の対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁閉）＋原子炉停止失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

LOCA時注水機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 6-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 6-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 6-4
(3) 炉心損傷防止対策	2. 6-5
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 6-14
(1) 有効性評価の方法	2. 6-14
(2) 有効性評価の条件	2. 6-17
(3) 有効性評価の結果	2. 6-22
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 6-26
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 6-28
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 6-30
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2. 6-30
b. 操作条件	2. 6-32
(3) 操作時間余裕の把握	2. 6-33
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 6-34
5. 結論	2. 6-36

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：LOCA時注水機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」における事故シーケンスは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗 ・ 小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗 ・ 中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗 ・ 中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗 <p>また、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」について、LOCA を起因とする事故シーケンスとして以下の2つがあり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断 LOCA+崩壊熱除去失敗 ・ 中破断 LOCA+RHR 失敗 <p>なお、大破断 LOCA を起因とする事故シーケンスについては、炉心損傷を防止することができないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認することを確認した。</p>

(添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第1-8表 重要事故シーケンス等の選定」)

解釈の事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス ^{*1}	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点と重要事故シーケンス選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
				a	b	c	d	
LOCA時注水機能喪失	— ①小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	・ 高圧注水機能 ・ 低圧注水機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ <u>手動減圧</u> ・ <u>低圧代替注水系(常設)(復水補給水系)</u> ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 ・ 代替原子炉補機冷却系 ・ 格納容器圧力逃がし装置 ・ 可搬型代替注水ポンプ(水源補給) 	中	低	高	低	<p>a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。</p> <p>b. 中破断 LOCAの方が事象進展が早いことから「高」とし、小破断 LOCAを「低」とした。</p> <p>c. 減圧に用いる SRVは十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧 ECCSより少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧 ECCS失敗を含むシーケンスが厳しいと考え、「高」とし、原子炉減圧失敗を含むシーケンスを「低」とした。</p> <p>d. 全炉心損傷頻度に対して10%以上又は事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高いシーケンスを「高」とした。また、全炉心損傷頻度に対して0.1%未満のシーケンスを「低」とした。</p> <p>a. 全シーケンスに共通であるため選定理由から除外した。</p> <p>b, c. 両着眼点について「高」と考えたシーケンスとして③を抽出。</p> <p>d. 頻度の観点では③が支配的となった。</p> <p>以上より、③を重要事故シーケンスとして選定。</p>
	— ②小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗			中	低	低	低	
	◎ ③中破断 LOCA+HPCF注水失敗+低圧 ECCS注水失敗			中	高	高	高	
	— ④中破断 LOCA+HPCF注水失敗+原子炉減圧失敗			中	高	低	低	

解釈の事故シナリオグループ	主要な事故シナリオ ^{※1}	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点と重要事故シナリオ選定の考え方				選定した重要事故シナリオと選定理由
				a	b	c	d	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①過渡事象+崩壊熱除去失敗	・除熱機能 ^{※2}	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ冷却系 代替原子炉補機冷却系 格納容器圧力逃がし装置 可搬型代替注水ポンプ(水源補給) 手動減圧 低圧代替注水系(常設)(復水補給水系) 常設代替交流電源設備 	中	中	低	高	<p>備考(a: 共通原因故障^{※2}又は系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表性)</p> <p>a. 主要な事故シナリオのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シナリオを「中」とした。その上でサポート系喪失(1系統)は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。</p> <p>b. 過渡事象(全給水喪失事象)は手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早いことから「中」とした。また、LOCAは直接ドライウェルに蒸気が放出されるため、格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考え「高」とした。</p> <p>c. LOCAは直接ドライウェルに蒸気が放出されるため、サブプレッション・チェンバでの蒸気凝縮に十分に期待できない格納容器圧力上昇の観点で厳しいと考え「高」とした。ほかの起因事象については、崩壊熱除去に関する設備容量に差異はないと考え「低」とした。</p> <p>d. 全炉心損傷頻度に対して10%以上又は事故シナリオグループの中で最も炉心損傷頻度の高いシナリオを「高」とした。また、全炉心損傷頻度に対して0.1%未満のシナリオを「低」とした。</p> <p>a. ⑤、⑥ではサポート系1区分の喪失を起因としているが、ほかの区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。</p> <p>b, c. ⑦～⑨の両着眼点についてLOCAを「高」としたが、これらはLOCAから派生したシナリオであって、崩壊熱除去機能喪失に対する対策の有効性を確認するシナリオとしては適切でないと考え、LOCAを起因とするシナリオについては崩壊熱除去機能の代替手段も含めてほかのシナリオグループで評価する。よって、bの事象対応の余裕時間の観点で①、②が厳しい。</p> <p>d. 頻度の観点では①が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シナリオとして選定。</p>
	— ②過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗			中	中	低	中	
	— ③通常停止+崩壊熱除去失敗			中	低	低	中	
	— ④通常停止+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗			中	低	低	低	
	— ⑤サポート系喪失+崩壊熱除去失敗			高	低	低	中	
	— ⑥サポート系喪失+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗			高	低	低	低	
	— ⑦小破断LOCA+崩壊熱除去失敗			中	高	高	低	
	— ⑧中破断LOCA+RHR失敗			中	高	高	低	
	— ⑨大破断LOCA+RHR失敗			中	高	高	低	

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>中小破断 LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る」ものであり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したのとなっていることを確認した。また、低圧注水機能喪失を想定することから、あわせて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定することを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、原子炉圧力容器を強制的に減圧するとともに、代替注水設備により低圧注水を行い、炉心を冷却する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある</u>としていることを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた対策に必要な機能は、原子炉圧力容器を減圧する機能、炉心を冷却する機能であり、具体的な初期の対策として、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却する対策により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

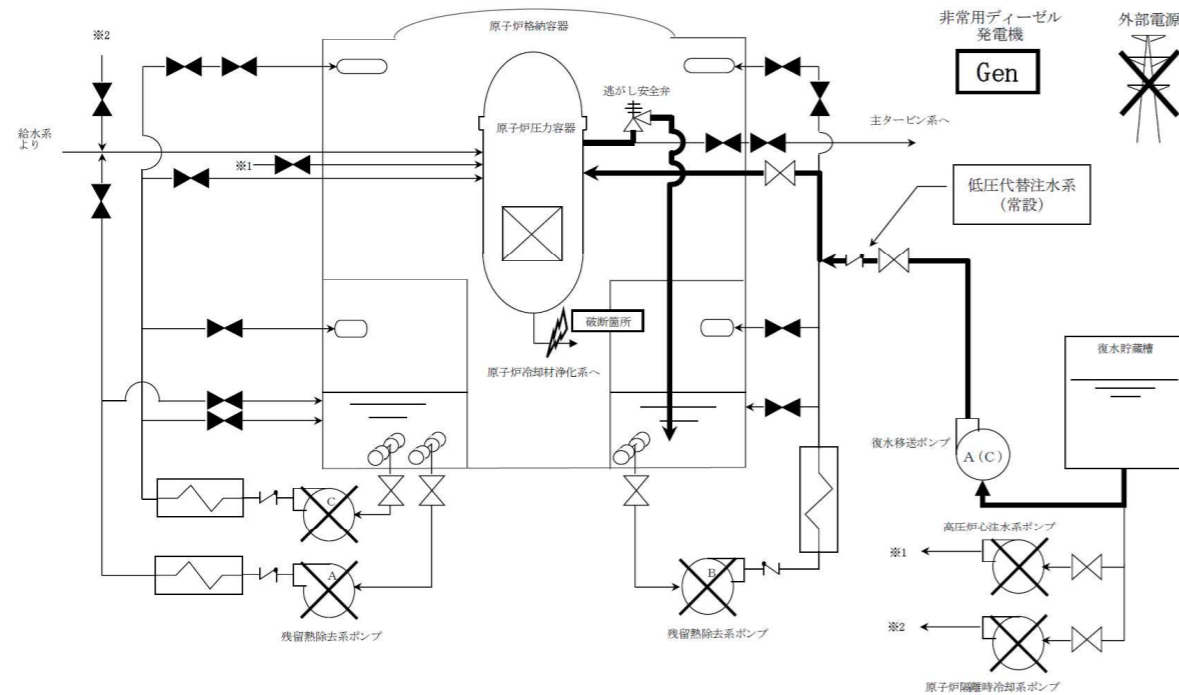
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、LOCAの発生及び高圧・低圧注水機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6-1表 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について」において、LOCA発生及び高圧注入機能の喪失に係る計装として、原子炉水位（SA）、原子炉隔離時冷却系系統流量計等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。</u>このため、<u>逃がし安全弁、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の対策である逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧に係る手順については、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却に係る手順については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、逃がし安全弁、復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.6-1表 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>逃がし安全弁の開維持及び低圧代替注水系（常設）により、炉心の冷却を継続するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。</u>その後、<u>原子炉格納容器からの除熱を実施する。</u>この場合、<u>低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系のいずれかを用いる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「技術的能力1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.6-1表 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 逃がし安全弁を開維持し、低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水することから、炉心の冷却状態を維持できることを確認した。また、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉格納容器の安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ <u>代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となること</u>が補足説明資料（添付資料2.1.1）に示されている。 補足説明資料（添付資料2.6.2）には、本重要事故シーケンスにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉安定停止状態： 事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合 ・ 原子炉格納容器安定状態： 炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系、残留熱除去系又は代替循環冷却系）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器の減圧及び炉心の冷却に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6-1表「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却に係る計装設備として、原子炉圧力計（SA）、原子炉水位計（SA）、復水補給水系流量計（原子炉圧力容器）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却並びに格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備として、格納容器内圧力計（D/W）、復水補給水系流量計（原子炉格納容器）、格納容器内雰囲気放射線レベル計（D/W）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 格納容器圧力が0.18 MPa[gage]に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施し、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系起動操作 ・ 高圧/低圧注水機能回復操作 ・ 復水移送ポンプ以外による原子炉注水（制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水、消火ポンプによる代替注水、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による代替注水） ・ 原子炉満水操作 ・ サプレッション・チェンバ空間部温度49℃超過確認後のサプレッション・チェンバスプレイ ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、消火ポンプによる代替格納容器スプレイ ・ 淡水タンクから防火水槽への補給 ・ 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給 <p>② 「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>

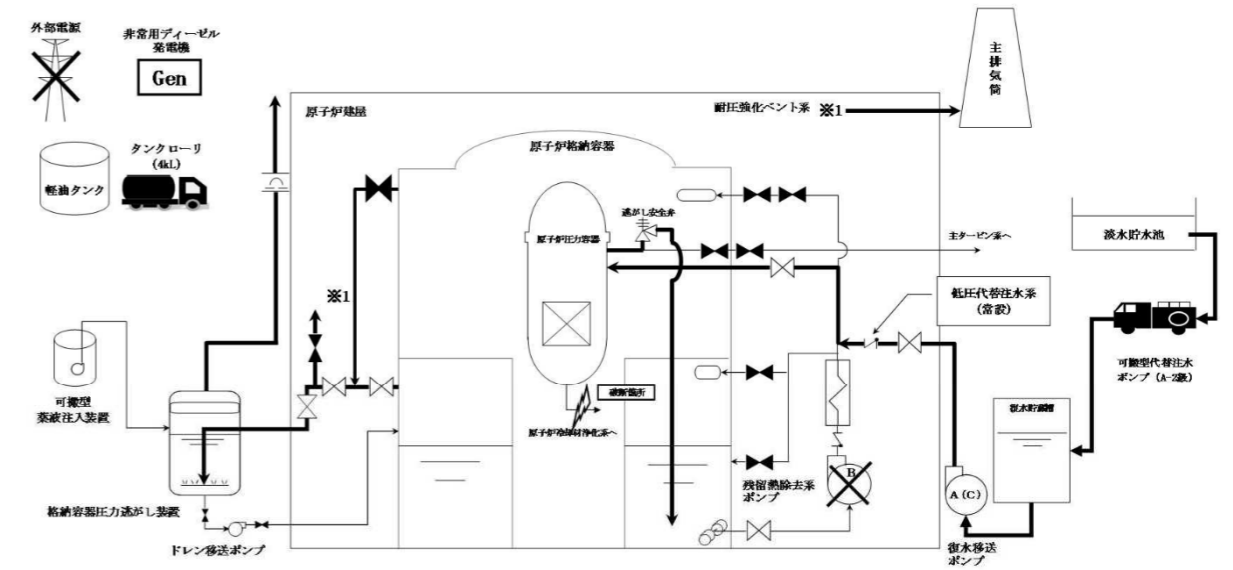
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.6-1表 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 追補2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例の比較」において、炉心冷却、最終ヒートシンク、格納容器注水（格納容器スプレイ）、給水源の各項目について、米国・欧州での対策との比較を行っており、柏崎刈羽6号炉及び7号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 ・ 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされなくてもよい。 	<p>3) (i) 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として逃がし安全弁、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関連する格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 ・ 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等に 	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。 ① 「第7.1.6-4図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要」の対応手順の概要において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.1.6-4図「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要」及び「7.1.6.1(3)炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>高圧・低圧注水機能喪失：</u> 中央制御室盤にて機器ランプ表示、機器故障警報、流量指示計等にて機能喪失を確認する。</p> <p><u>原子炉急速減圧：</u> 高圧・低圧注水機能喪失確認後、低圧代替注水系（常設）を2台運転とし、中央制御室にて逃がし安全弁を全開し、原子炉急速減圧する。急速減圧中は「水位不明判断曲線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水：</u> 逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系（常設）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却開始：</u> 格納容器圧力指示計0.18MPa[gage]により、格納容器スプレイ操作を開始する。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と格納容器冷却の実施：</u> ドライウェルスプレイ実施中に原子炉水位計（広帯域）により原子炉水位がレベル3到達確認後、ドライウェルスプレイを停止し原子炉注水を開始する。原子炉水位がレベル8到達確認後、原子炉注水を停止しドライウェルスプレイを再開する。以後、本操作を繰り返す。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止：</u> 格納容器圧力計指示0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により、格納容器ベント操作前に格納容器スプレイを停止する。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の開始：</u> 格納容器圧力計指示0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により、炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し、格納容器ベント操作を開始する。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱停止：</u> 格納容器ベント実施時に、残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は、格納容器ベントを停止する。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、高圧/低圧注水機能喪失に係る調査、復旧操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理</p>

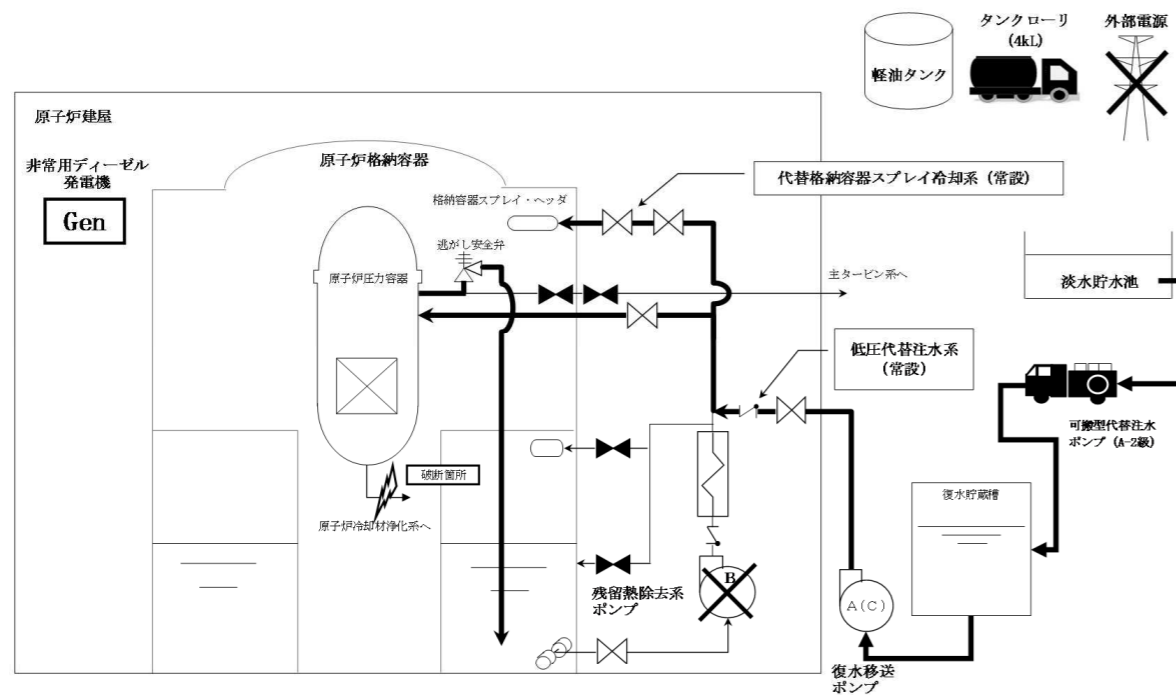
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 ・ タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤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



第 7.1.6-1 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/3) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)

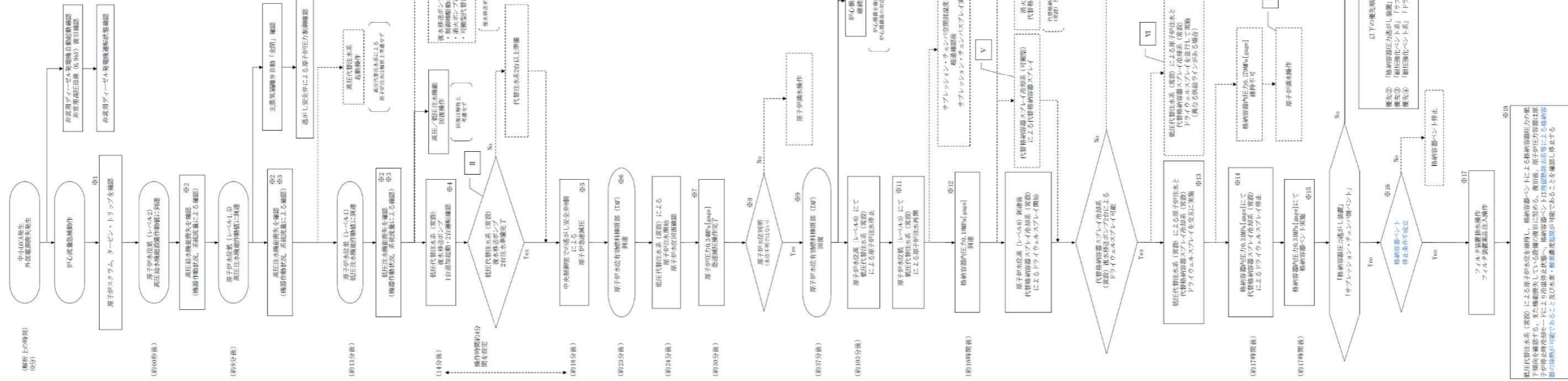


第 7.1.6-3 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (3/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



※低圧代替注水系(常設)と代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切り替えにより実施する。

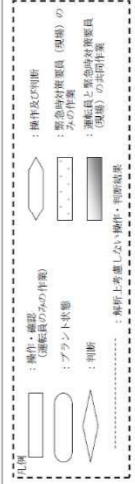
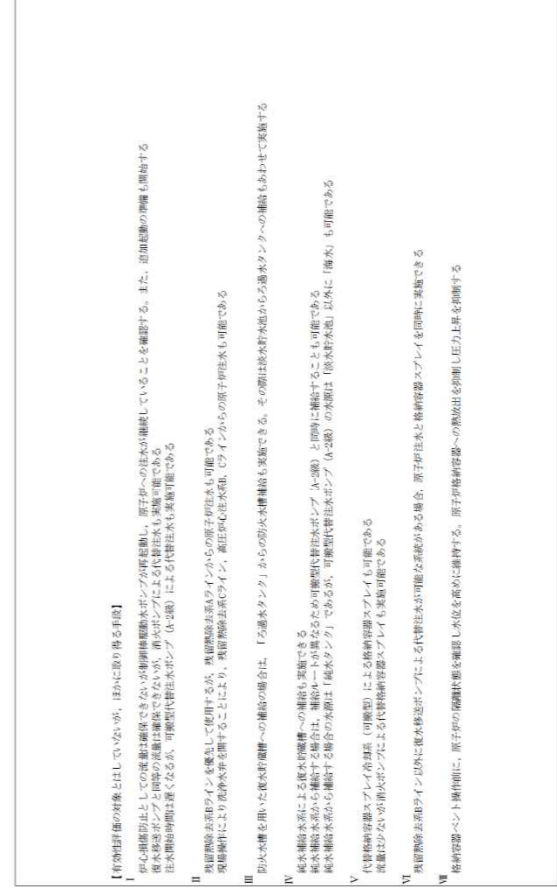
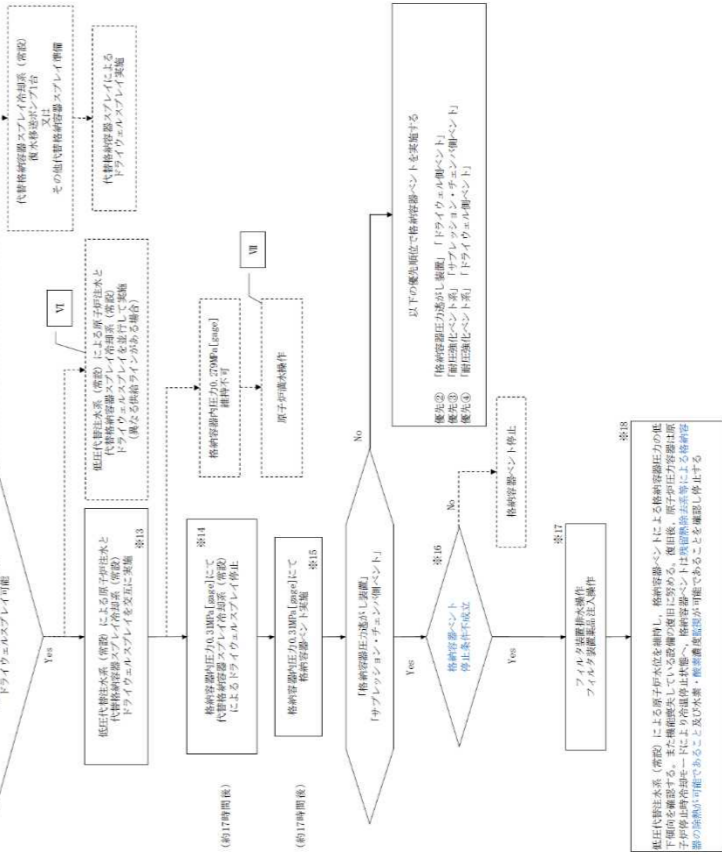
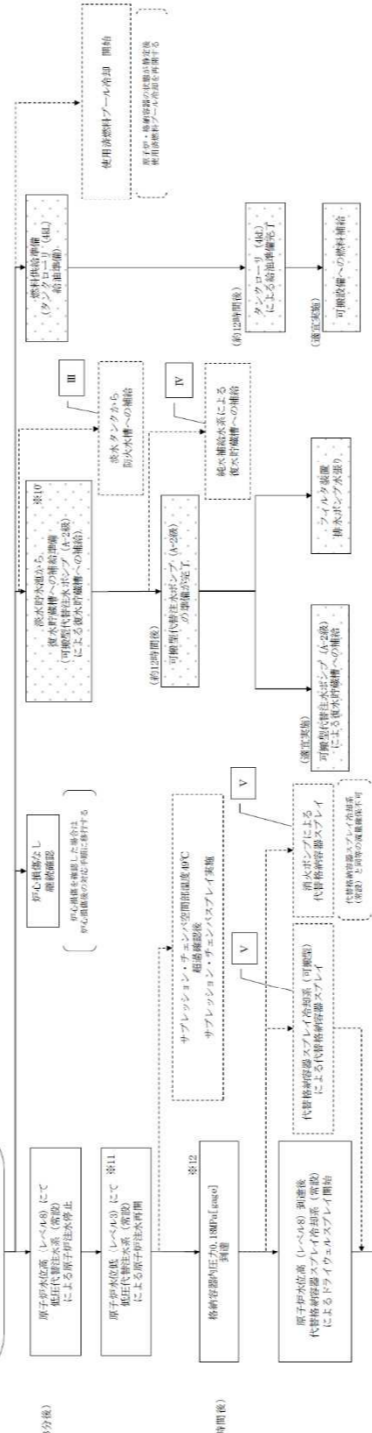
第 7.1.6-2 図 「LOCA 時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は速報を実施する
- ※2 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、流量指示計等にて機器異常を確認する
- ※3 実施は、ドライウエルズ圧力高信号により自動起動信号が発生し機能喪失を確認するが、解析上では考慮しない
- ※4 代替注水系の水量は、中央制御室から容易に操作が可能であり、注水可能流量が大きい設備から準備する
- ※5 緊急減圧中は「水位不明断面線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する
- ※6 原子炉水位計（燃料域）により有効燃料棒頂部（TAF）直線を確認した場合、格納容器内雰囲気モニタ（CIMS）等により格納容器水素・酸素濃度の確認を実施する
- ※7 原子炉圧力指示計0.34MPa(gage)以下により、原子炉急減圧完了を確認する
- ※8 水位計の電源が喪失
 - ・水位計のパラッキが大きく有効燃料棒頂部（TAF）以上であることが判定できない
 - ・水位不明断面線の水位不明領域
 - ・凝縮器相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有差な差が認められない
- ※9 原子炉水位計（燃料域）により有効燃料棒頂部（TAF）直線を確認した場合は、有効燃料棒頂部（TAF）以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていないことを確認する。燃料の健全性を格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認する
- ※10 防炎水層を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による復水貯蔵槽への補給も可能である

- ※11 原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル3到達確認後、原子炉注水を開始し、原子炉水位がレベル8到達確認後、原子炉注水を停止する。解析上、注水流量は約90m³/hとする。以後、本操作を繰り返す
- ※12 格納容器圧力指示計0.18MPa(gage)により、格納容器スプレイ操作を開始する
- ※13 ドライウエルズスプレイ実施中に原子炉水位計（広帯域）により原子炉水位がレベル3到達確認後、ドライウエルズスプレイを停止し原子炉注水を開始する
- ※14 格納容器圧力指示計0.31MPa(gage)到達（格納容器最高使用圧力到達）により、炉心補償がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し、格納容器ベント操作を開始する
- ※15 格納容器圧力指示計0.31MPa(gage)到達（格納容器最高使用圧力到達）により、炉心補償がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し、格納容器ベント操作を開始する
- ※16 格納容器ベント実施時に、残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は、格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は、格納容器圧力指示計が異常な値を示す場合は、格納容器圧力指示計を再確認する
- ※17 格納容器圧力指示計が異常な値を示す場合は、原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し、上限水位に到達した場合にサブプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また、フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する
- ※18 機能喪失した設備の回復手段として、除熱手段である残留熱除去系の復旧手順を整備しており、原子炉補給冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補給冷却海水ポンプの予備品を確保している

また、可搬型格納容器除熱系や可搬熱交換器等を用いた除熱手段を実施することも可能である



第 7.1.6-4 図 「LOCA 時注水機能喪失」の対応手順の概要

LOCA時注水機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（分）												備考	
	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対策本部連絡		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
操作項目	指揮者	6号	当直副長	1人	各号炉運転操作指揮		事象発生 原子炉スクラム 約60秒 原子炉水位低（レベル2） 約8分 原子炉水位低（レベル1.5） プラント状況判断 約13分 原子炉水位低（レベル1） 約18分 原子炉急速減圧 約23分 原子炉水位有効燃料棒頂部到達※ 約24分 低圧代替注水系 原子炉注水開始 約37分 原子炉水位有効燃料棒頂部回復※ 約103分 原子炉水位高（レベル5）													※シュラウド内水位に基づく時間	
	通報連絡者	緊急時対策本部要員			5人			中央制御室連絡 発電所外部連絡													
	運転員 (中央制御室)	6号	7号	6号	7号	緊急時対策要員 (現場)															
	運転員 (現場)	6号	7号	6号	7号	緊急時対策要員 (現場)															
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム、タービン・トリップ確認 ・非常用ディーゼル発電機起動確認 ・原子炉隔離時冷却系 自動起動/機能喪失確認 ・高圧炉心注水系 自動起動/機能喪失確認 ・高圧代替注水系起動操作	10分												解析上考慮せず	
高圧/低圧注水機能喪失 調査、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復												対応可能な要員により対応する		
低圧注水機能 起動確認	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 自動起動/機能喪失確認	1分													
低圧代替注水系（常設） 準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認 ・低圧代替注水系（常設） 系統構成	4分													
	-	-	2人 C, D	2人 c, d	-	-	・放射線防護装置準備 ・現場移動 ・低圧代替注水系（常設） 現場系統構成 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替							10分				30分			
原子炉急速減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・逃がし安全弁 8個 手動開放操作	5分													
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 注弁操作	格納容器スプレイ実施までレベル3～レベル4維持													

第 7.1.6-5 図 「LOCA 時注水機能喪失」 の作業と所要時間(1/2)

LOCA時注水機能喪失							経過時間（時間）												備考	
							2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）												備考
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			経過時間（時間）												
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 注入弁操作	事象発生 約24分 低圧代替注水系（常設） 原子炉注水開始 約10時間 格納容器圧力0.18MPa[gage]到達 約17時間 格納容器圧力0.31MPa[gage]到達												
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作	格納容器スプレイ実施までレベル3～レベル8維持 レベル8到達後格納容器スプレイ切替え レベル3到達後原子炉注水切替え 原子炉注水と格納容器スプレイの 切り替えを繰り返し実施												
使用済燃料プール冷却 再開 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・スキマサージタンク水位調整 ・燃料プール冷却浄化系系統構成	30分 ・再起動準備としての過熱器の隔離及びスキマサージタンクへの補給を実施する 30分 ・燃料プール冷却浄化ポンプを再起動し使用済燃料プールの冷却を再開する ・必要に応じてスキマサージタンクへの補給を実施する												燃料プール水温「77℃」以下維持 要員を確保して対応する
原子炉満水操作 (解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉注水量の増加	格納容器圧力0.279MPa[gage]以下維持不可の場合、原子炉格納容器空間部への熱の放出を防止するた め、原子炉への注水量を増やしてできるだけ高く維持する												解析上考慮せず
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水 貯水池から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	-	-	・放射線防護装備準備	10分												
	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への注水準備 （可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動、ホース敷設（淡水貯水池から可搬 型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口）、 ホース接続、ホース水張り）	360分												
	-	-	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給	適宜実施 現場確認中断 （一時待避中） 適宜実施												
格納容器ベント準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・格納容器ベント準備（バウンダリ構成）	60分												
	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・放射線防護装備準備	10分												
	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・格納容器ベント準備（格納容器一次隔離弁操作、バウンダリ構成）	90分												
	-	-	-	-	-	-	※1 ・6号炉フィルタ装置水位調整準備 （排水ポンプ水張り） ・7号炉フィルタ装置水位調整準備 （排水ポンプ水張り）	60分 60分												
格納容器ベント操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・格納容器ベント操作（格納容器二次隔離弁操作） ・格納容器ベント状態監視	格納容器ベント操作後、 適宜ベント状態監視												
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・格納容器ベント状態監視	格納容器ベント操作後、 適宜ベント状態監視												解析上考慮せず
	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・格納容器ベント操作（格納容器二次隔離弁操作）	20分 遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて格納容器ベントを行う 操作は、現場への移動を含め、約5分後から開始可能である（操作完了は、約20分後） 具体的な操作方法は、弁駆動部に設置された遠隔手動弁操作設備により、原子炉建屋内の原子炉区域外から操 作を行う												解析上考慮せず
	(1人) B	(1人) b	-	-	10人 (参集)	10人 (参集)	・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置pH測定 ・フィルタ装置薬液補給 ・ドレン移送ライン薬液パージ	適宜実施												中央制御室からの連絡を受けて現場操作を実施する
給油準備	-	-	-	-	-	2人	・放射線防護装備準備	10分												
	-	-	-	-	-	2人	・軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給	140分												タンクローリ（4kL）残量に応じて適宜軽油タンク から補給
給油作業	-	-	-	-	-	2人	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への給油	適宜実施 作業中断 （一時待避中）												一時待避前に燃料が枯渇しないように補給する
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	2人 C, D	2人 c, d	8人 (参集要員20人)															

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 7. 1. 6-5 図 「LOCA 時注水機能喪失」の作業と所要時間(2/2)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」を選定する。（ここで逃がし安全弁の再閉は成功している。）これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、原子炉冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定することを確認した。重要事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド2.2.3の着眼点を踏まえ、原子炉注水開始までの時間余裕が短い中破断 LOCA を起因とし、低圧非常用炉心冷却系の機能喪失が重畳する場合である「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベントが挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。また、炉心露出時間が長く、PCTが高くなるため、この評価に当たっては、輻射による影響が詳細に考慮できる CHASTE を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いることを確認した。SAFER、CHASTE 及び MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね5mSv以下）を確認する。</p> <p>1. 被ばく評価について</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 有効性評価ガイド2.2.1(6)の要求事項を踏まえ、対策において格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における被ばく線量評価を適切に実施しているか。</p> <p>(i) 放射性物質の原子炉格納容器への放出量及びサプレッション・プールや格納容器圧力逃がし装置の除染係数が適切に設定されていることを確認する。</p> <p>(ii) 耐圧強化ベントを使用する場合、その評価も実施していることを確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 放射性物質の原子炉格納容器への放出量は、MAAPコード資料に示されていることを確認した。</p> <p>(ii) 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の使用による敷地境界での実効線量の評価は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「全交流動力電源喪失」にて、耐圧強化ベント系を使用した場合の評価も実施していることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>f. LOCA 時注水機能喪失</p> <p>(a) 大破断LOCA 時</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 大破断LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 高圧注水機能としてIC、RCIC 及び高圧ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧ECCS の機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水系による注水のために原子炉の減圧を必要としない範囲とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p> <p>(b) 中小破断LOCA 時</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断LOCA の発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」、又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 高圧注水機能としてIC、RCIC及び高圧ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び低圧注水によって炉心冷却機能を確保（代替注水設備の動作に原子炉の減圧が必要となる場合）</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定すること、また、破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とすることを確認。 高圧注水機能として IC、RCIC 及び高圧 ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧 ECCS の機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定することを確認。 	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとし、破断面積は、1cm²とする。これは、破断を想定する配管に対して、低圧代替注水系（常設）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行う範囲として設定したものであることを確認した。また、破断位置は、原子炉圧力容器下部に接続されたドレン配管（配管断面積：約 26cm²）とする。この場合、大きな水頭がかかるとともに液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きいことにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。安全機能喪失の仮定として、高圧注入機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失するものとしており、起因事象や安全機能喪失の仮定は、PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>補足説明資料「2.6.1 中小 LOCA 破断の事象想定について」において、起因事象である配管の破断の想定について、低圧代替注水系（常設）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行うとの観点から、燃料被覆管の破裂を回避できる範囲^(※1)を考慮し、破断面積及び破断位置を設定していることが示されている。具体的には、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件の設定においては、SAFER における PCT 評価結果を参考に燃料被覆管破裂の発生を回避できる範囲として、燃料有効長頂部以下の配管における破断 1 cm²^(※2)を事故条件として選定した。 なお、SAFER による当該の破断の評価に対し、CHASTE による不確かさ評価の結果として 5.6cm²の破断まで燃料被覆管の破裂の回避が可能である。 本重要事故シーケンスにおいて、破断面積 1cm²と 5.6cm²の事象進展の比較により、これらに大きな差は生じず^(※3)、破断面積 1cm²が本重要事故シーケンスの特徴を代表できる条件である。 なお、破断面積より大きい場合には、炉心損傷の回避が困難であり、その場合の格納容器破損防止対策の有効性については、大破断 LOCA での原子炉格納容器の過圧・過温防止のシナリオ（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価）にて包絡する整理としている。 <p>※1 燃料被覆管の破裂が生じた場合、敷地境界での実効線量の目安（発生事故当たり概ね 5mSv 以下）を満足できなくなる。</p> <p>※2 液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出量が大きく、燃料有効長頂部以上の配管（残留熱除去系配管）における破断約 420 cm²に相当する。</p> <p>※3 破断面積 1cm²の場合では、事象発生から約 18 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 821℃となり、破断面積 5.6cm²の場合では、事象発生から約 16 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 886℃となる。</p> <p>② 「第 7.1.6-2 表 主要解析条件（LOCA 時注水機能喪失）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力/水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定</p>	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプの注水特性に従うものと</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。</p> <p>その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 減圧に用いる逃がし安全弁の数及び流量 高圧代替注水系又は低圧代替注水系の流量 代替格納容器スプレイ系の流量 最終ヒートシンクへの熱輸送設備の流量 	<p>し（最大 300m³/h）、水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。原子炉圧力容器の減圧には、自動減圧機能付き逃がし安全弁 8 個の逃がし弁機能を使用するものとし、1 個当たりの容量は設計値とする。復水移送ポンプを用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 140m³/h とする。格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の排気流量は、二次隔離弁を流路面積の 70%開とした流量とすることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.1.6-2 表 主要解析条件（LOCA 時注水機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>逃がし安全弁：</u></p> <p>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（8 個）を使用するものとし、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理するものとする。（逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定）</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）：</u></p> <p>逃がし安全弁による原子炉減圧後に、最大 300m³/h にて原子炉に注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。（設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定）</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）：</u></p> <p>格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、140m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。（格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し設定）</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置等：</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置等により、格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積 70%開※）にて原子炉格納容器除熱を実施する。（格納容器圧力逃がし装置等の設定値を考慮して、格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定）</p> <p>※ 操作手順においては、原子炉格納容器除熱は原子炉格納容器二次隔離弁を流路面積 70%相当で中間開操作するが、格納容器圧力の低下傾向を確認できない場合は、増開操作を実施する。なお、耐圧強化ベント系を用いた場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合と比較して、排出流量は大きくなり、格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 2. 2. 2 (3) c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスは、中破断 LOCA を起因事象とし、中破断 LOCA は、破断高口からの原子炉格納容器への蒸気の流出に伴う原子炉圧力の低下により、原子炉隔離時冷却系の運転に期待できない規模の LOCA と定義していることから、原子炉隔離時冷却系の運転に期待しないことを確認した。また、その他の安全機能の喪失を仮定している高圧注水機能として高圧炉心注水系、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び原子炉減圧機能としての自動減圧系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器からの除熱の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p>	<p>3)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却については中央制御室からの操</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>作であり、復水貯蔵槽吸込ライン切替等、一部の準備操作以外の現場操作はない。</p> <p><u>高圧／低圧注水機能喪失 調査、復旧操作：</u> 有効性評価の解析上期待しない操作であり、対応可能な要員により、適宜実施としていることを確認した。</p> <p><u>淡水貯水池から防火水槽への補給：</u> 「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、緊急時対策要員6名であり、ホースの敷設、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の起動等に約340分を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>燃料の給油準備及び給油作業：</u> 「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、軽油タンクからタンクローリへの補給に係る要員は、緊急時対策要員2名であり、現場での操作に105分以内を想定しており、また、その後のタンクローリによる対象設備への給油は約15分で可能であり、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の起動から燃料の枯渇までの時間（約3時間）を考慮し、適宜実施されることから、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>格納容器ベント準備操作：</u> 「技術的能力1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、ベント準備（系統の構成）操作に係る要員は、中央制御室運転員2名及び現場運転員2名であり、約40分（耐圧強化ベント系については約55分。）、フィルタ装置排水ポンプ水張り操作に係る要員は、緊急時対策要員2名であり、現場での操作に45分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧代替注水系（常設）の準備時間を考慮し、事象発生から18分後</u>とすることを確認した。具体的には、高圧・低圧注水機能喪失の事象判断時間を考慮して、事象発生から14分後に低圧代替注水系（常設）の追加起動及び中央制御室における系統構成を実施し、原子炉急速減圧操作を事象発生から18分後とすることを「第7.1.6-2表主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）」により確認した。</p> <p>また、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が0.18 MPa[gage]に到達した場合に実施する。原子炉格納容器内の圧力が0.31MPa[gage]に到達後、代替格納容器スプレイ冷却系を停止し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱を実施する</u>ことを確認した。具体的には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、設計基準事故時の最高圧力を踏まえて格納容器圧力0.18MPa[gage]到達時に実施すること、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器最高使用圧力を踏まえて、0.31MPa[gage]に到達した場合に実施することを「第7.1.6-2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）」により確認した。なお、操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 原子炉急速減圧操作は、解析上は事象発生から18分後で実施する条件であるが、手順上は低圧代替注水系（常設）復水ポンプの2台運転等の原子炉急速減圧の条件が揃えば開始することを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異が考えられるため、操作条件に対する不確かさの影響評価を行うことを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1、200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.1.6.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷に至る恐れのあるプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.1.6-17図より、LOCA事象発生と同時に破断流量が確認できることを確認した。また、第7.1.6-6図より原子炉圧力が低下していること、第7.1.6-7図及び第7.1.6-8図より原子炉水位が低下していること、第7.1.6-7図より原子炉圧力容器内の保有水量が減少していることを確認した。</p> <p>③ 第7.1.6-9図より、低圧代替注水系（常設）の注水流量を確認できること、第7.1.6-10図より、逃がし安全弁からの蒸気流量を確認できること、第7.1.6-19図及び第7.1.6-20図より、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が作動していること、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>⑤ 複数のパラメータの挙動の関連性（例：原子炉水位の低下に伴う燃料被覆管温度の上昇など）により解析の妥当性を確認。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> - 原子炉水位 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉注水量 ・ 逃がし安全弁からの蒸気流量 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ サプレッション・チェンバ・プール水位 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉水位 ・ 原子炉圧力容器内の保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点等については、説明を加えること ・ トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること ・ 図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など） 	<p>系が作動していることを確認した。また、第7.1.6-21図より、真空破壊装置が水没しないことを確認した。</p> <p>④ 第7.1.6-7図及び第7.1.6-8図より、原子炉圧力容器への注水開始後に、原子炉水位が回復し、以降、原子炉水位が維持されていることを確認した。また、第7.1.6-7図より、低圧代替注水系（常設）の注水流量の増加に伴い、原子炉圧力容器内の保有水量は回復傾向にあること、第7.1.6-12図より燃料被覆管温度の上昇は抑制されていることを確認した。また、第7.1.6-19図及び第7.1.6-20図より、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の作動により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が抑制されていること、格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下していることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度、燃料被覆管酸化量 ② 原子炉圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 ④ 敷地境界の実効線量（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合） 	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 事象発生後、外部電源喪失による炉心流量の急減及び原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル1.5）による主蒸気隔離弁の全閉により、原子炉圧力容器内が高圧状態となるが、逃がし安全弁の作動により原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は約7.82MPa[gage]に抑えられる。また、逃がし安全弁の中央制御室からの手動遠隔操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却により、PCT（燃料被覆管最高温度）は約821°Cに抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下となる。 b. 原子炉圧力容器内で発生する水蒸気が原子炉格納容器内に流入することで原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約17時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.31MPa[gage]、最高温度は約144°Cに抑えられる。 c. 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系の使用時の敷地境界での実効線量は、格納容器ベントをより早期に実施する事故シーケンスグル

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>「一プ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」での評価結果（格納容器圧力逃がし装置によるベント時：約9.9×10^{-2}mSv、耐圧強化ベント系によるベント時：約4.9×10^{-2}mSv）以下であり、5mSvを下回る。」</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料被覆管の最高温度は、第7.1.6-12図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約821℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力は、第7.1.6-6図に示すとおり、逃がし安全弁の作動により、約7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約7.82MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を十分下回ることを確認した。</p> <p>③ 崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約0.31MPa[gage]及び約144℃に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回ることを確認した。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「7.1.3.1全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」の実効線量の評価結果以下となり、5mSvを下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。</p> <p>なお、LOCA時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるものの、本評価では考慮していないが、原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレイによる除去に期待できるため、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による除染係数（10）に対して遜色ない効果が得られるものと考えられる。</p>
<p>(iii) 初期の炉心損傷防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、「解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している」ことを確認した。具体的には、第7.1.6-7図、第7.1.6-8図及び第7.1.6-12図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である低圧代替注水系（常設）により、注水開始後水位が回復し、燃料被覆管の温度は1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p> <p>また、上記(ii)④にあるとおり、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない」ことを確認した。具体的には、第7.1.6-19図及び第7.1.6-20図にあるとおり、格納容器ベントが約17時間後であり、「7.1.3.1全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」の格納容器ベント時間（事象発生から約16時間後）より遅いことから、放射性物質の減衰により「7.1.3.1全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」の実効線量の評価結果を上回ることなく、5mSvを下回り周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっている</p>	<p>1)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>か。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び原子炉圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、<u>逃がし安全弁の開維持、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱により原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.6-6図及び第7.1.6-12図にあるとおり、事象発生後40分時点においても原子炉圧力及び燃料被覆管温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、炉心を冠水維持するように注水し、安定停止状態を維持することを確認した。また、事象発生から約17時間後に格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、安定状態が確立し、安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.6.2）において、事象発生から7日後において、格納容器温度は7日以降の格納容器閉じ込め機能の維持が確認されている150℃を下回るとともに、ドライウエル温度は、低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を下回ること、代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、原子炉格納容器の除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となることが示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.1.1別紙1安定状態後の長期的な状態維持について）において、残留熱除去系の復旧に関する定量評価、サプレッション・チェンバ・プール水温に関する長期間解析が示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

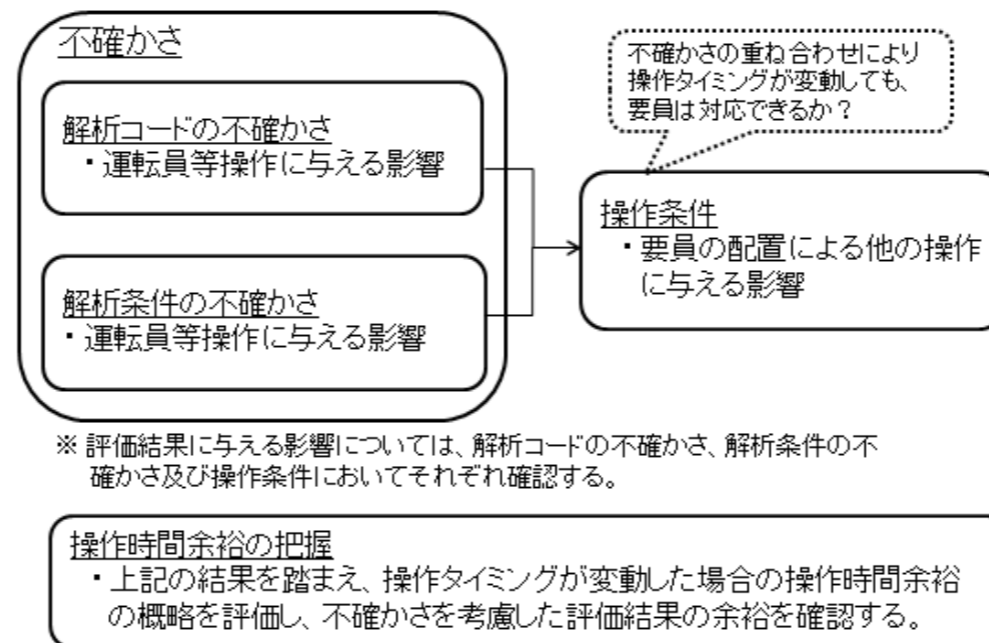
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作であることを確認した。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、ECCS機能喪失の認知に係る確認時間等の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（早くなる）。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力0.18MPa[gage]到達時刻の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（遅くなる／早くなる）。格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力0.31MPa[gage]到達時刻の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（遅くなる／早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさが運転員操作等に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランクH、ランクMに該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、<u>燃料被覆管温度を起点としている操作はないことから、解析コードにおける特有の傾向</u>（SAFERが試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向）<u>が運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等操作に与える影響の具体的な確認内容は以下の通り。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SAFER、CHASTE について、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、TBL、ROSA-Ⅲの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃高めに評価することを確認した。 ・ SAFER、CAHSTE について、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性があることを確認した。 ・ MAAP について、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達および内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさを考慮した場合には、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、運転員等操作に与える影響は小さいことを確認した。その他の不確かさについては、運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>SAFER、CHASTE は、試験データと比較して燃料被覆管温度を高く評価する傾向がある。</u> <u>このため、実際の燃料被覆管温度は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。MAAP の原子炉格納容器の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。これにより、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SAFER、CHASTE について、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、TBL、ROSA-Ⅲの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃高めに評価することを確認した。 ・ SAFER、CAHSTE について、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性があることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>・ MAAP について、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動等の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。</p> <p>以上のおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達および内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさを考慮した場合には、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。その他の不確かさについては、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 高圧代替注水又は低圧代替注水の流量</p> <p>⑥ 配管の破断の想定</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度上昇が緩和されるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウエル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水が無くなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がある場合は、給復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑤ 機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑥ 事故条件の起因事象である配管の破断の想定については、非常用炉心冷却系のような大口径配管を除いた中小配管（計測配管を除く）のうち、流出量が大きくなる箇所として有効燃料棒頂部より低い位置にある配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シナシグループ「LOCA 時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積 1cm²を設定している。なお、CHASTE 解析によれば、破断面積が 5.6cm²までは、燃料被覆管破裂を回避することができ、原子炉急速減圧の開始時間は約 16 分後となる。本解析（破断面積が 1cm²）における原</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>子炉急速減圧の開始時間は約18分後であり、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となることを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 高圧代替注水又は低圧代替注水の流量</p> <p>⑥ 配管の破断の想定</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響について、最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることなどを確認した。</p> <p>なお、事故条件として設定した破断面積より大きい場合には、炉心損傷防止対策の有効性が確認できない。その場合の格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において確認したことを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウエル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため、原子炉水位の低下が遅くなり、炉心露出時間も短くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給されることを確認した。</p> <p>⑤ 機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>⑥ 事故条件の起因事象については、非常用炉心冷却系のような大口径配管を除いた中小配管（計測配管を除く）のうち、流出量が大きくなる箇所として有効燃料棒頂部より低い位置にある配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積1cm²を設定していることを確認した。なお、CHASTE解析によれば、破断面積が5.6cm²までは、燃料被覆管破裂を回避することができ、燃料被覆管の最高温度は約88℃となる。破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.6.3解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（LOCA時注水機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、中央制御室において同一運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、解析コード及び解析条件の不確かさにより操作のタイミングが変動しても対処可能であることを確認した。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、同一時間帯における同一の運転員による操作となるが、中央制御室での切替操作であり、対処可能であることを確認した。</p> <p>また、低圧代替注水系（常設）準備操作のうち復水貯蔵槽吸込ライン切替、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から防火水槽への補給、格納容器ベント準備操作のうち排水ポンプ水張りは、現場で行う操作であるが、中央制御室で操作を行う運転員等とは別の運転員又は緊急時対策要員による操作を想定しており、作業の重複はないことから、解析コード及び解析条件の不確かさにより操作のタイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>② 現場操作を行う要員は作業完了後、移動して他の操作に着手するが、操作の完了から次の操作への着手までに時間的な重複はないこと、中央制御室で操作を行う運転員についても、操作に関する時間的な重複はないことから、要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力0.18MPa[gage]付近となるが、格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイ開始時間が早くなる場合、遅くなる場合のいずれにおいても、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 ・ 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約20分程度操作開始時間が遅れる可能性がある。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.31MPa[gage]より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、原子炉格納容器の限界圧力は0.62MPa[gage]であることから、原子炉格納容器の健全性という点では問題とはならないことを確認した。

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 低圧代替注水系等による原子炉注水操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ等の原子炉格納容器内の冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>③ 格納容器圧力逃し装置等の原子炉格納容器からの除熱操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 操作の時間余裕について、格納容器圧力逃し装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が0.31MPa[gage]に到達した時（事象発生から約17時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約20分操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器の限界圧力の0.62MPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生から約38時間後であり、約20時間以上の余裕があることから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、操作開始時間の5分程度の時間遅れまでに低圧代替注水系（常設）による注水が開始できれば、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。また、格納容器ベント時の敷地境界線量は1.4mSvであり、5mSvを下回る。操作開始時間10分程度の時間遅れでは、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足するが、格納容器ベント時の敷地境界線量は5mSvを超える。この場合、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）により炉心損傷の判断を行い、格納容器圧力0.62MPa[gage]に至るまでに格納容器ベントすることとなることから、重大事故での対策の範囲となることを確認した。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約10時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ 格納容器圧力逃し装置等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約17時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.31MPa[gage]から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約38時間後であり、約20時間以上の準備時間が確保できることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉のSFPへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>1) （i）重大事故等に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。 ① 本重要事故シーケンスにおいて、事象発生から10時間までの対応及び復旧作業に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて24名である。これに対して運転員、緊急時対応要員等は72名であり対応が可能である。また、事象発生から10時間以降に必要な参集要員は20名である。これに対して、10時間以内に発電所構外から参集可能な要員106名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉から5号炉の運転員等も対応可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対応と1号炉から5号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。 ① 本重要事故シーケンスの評価では、外部電源は使用できないものと仮定し、各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、号炉当たり約5,400m³（6号炉及び7号炉合わせて約10,800m³）である。これに対して、6号炉及び7号炉の復水貯蔵槽にそれぞれ約1,700 m³、6号炉及び7号炉の共用設備である淡水貯水池に約18,000m³、合計約21,400 m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p> <p>なお、初期の対策である低圧代替注水系（常設）の水源は復水貯蔵槽であり、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽への給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、本重要事故シーケンスにおいて、非常用ディーゼル発電機を全出力で7日間運転した場合に必要となる軽油量は号炉当たり約753kL、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ7日間給水した場合に必要となる軽油量は号炉当たり約15kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約13kLであり、6号炉及び7号炉合わせて約1,549kL必要である。これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約1,020kL、合計約2,040kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」において炉心の損傷を回避するための低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。</p> <p>さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心注水系及び残留熱除去系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.7-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.7-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.7-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.7-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.7-11
(1) 有効性評価の方法	2.7-11
(2) 有効性評価の条件	2.7-13
(3) 有効性評価の結果	2.7-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.7-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.7-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.7-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.7-22
b. 操作条件	2.7-24
(3) 操作時間余裕の把握	2.7-24
4. 必要な要員及び資源の評価	2.7-26
5. 結論	2.7-28

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項
 （炉心損傷防止対策の有効性評価：格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA））

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について 1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。 （注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）	1) 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における事故シーケンスは、以下の1つであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ インターフェイスシステム LOCA

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第 1-8 表 重要事故シーケンス等の選定」）

格納容器バイパス (ISLOCA)	◎	①インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)	-	<ul style="list-style-type: none"> ・ ISLOCA 発生箇所の隔離 ・ 高圧炉心注水系 ・ 手動減圧 ・ 低圧炉心注水系 	-	-	-	-	抽出されたシーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定。
-------------------	---	-----------------------------	---	--	---	---	---	---	--	-------------------

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破損することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。」ものであり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、炉心の冷却を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを抑制する必要がある</u>こと、<u>破断箇所の隔離を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを停止する必要がある</u>ことを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた対策に必要な機能は、原子炉圧力容器に注水する機能、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し漏えい量を低減する機能及び破断箇所を隔離する機能であり、具体的な初期の対策として、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水を確保するとともに、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧を行うことによって漏えいを抑制し、インターフェイスシステム LCOA（以下「IS-LOCA」という。）の発生箇所を隔離することによって、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

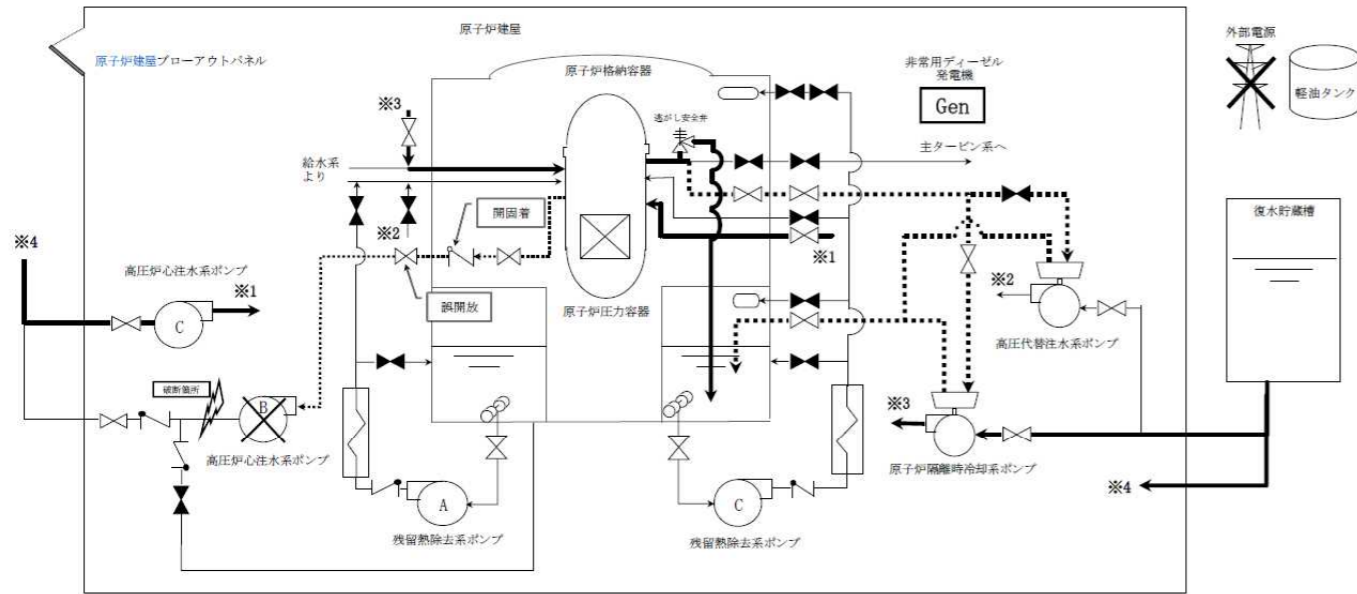
(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備の時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループでは、IS-LOCAの発生を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第2.7.1表 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の重大事故等対策について」において、原子炉水位計、原子炉圧力計、ドライウェル雰囲気温度計、格納容器内圧力計（D/W）、高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>原子炉隔離時冷却系及び健全側の高圧炉心注水系により、炉心の冷却を維持する。また、逃がし安全弁により原子炉圧力容器の減圧を実施する。その後、破断箇所の隔離を行う。このため、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、復水貯蔵槽、高圧炉心注水系注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の対策である逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水並びに破断箇所の隔離に係る手順については、「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、復水貯蔵槽、高圧炉心注水系注入隔離弁及び原子炉建屋ブローアウトパネルが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.7-1表 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることの確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>健全側の高圧炉心注水系による炉心の冷却を継続しつつ、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、高圧炉心注水系及び残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である健全側の高圧炉心注水系による注水継続については、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧後の残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱については、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、高圧炉心注水系、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備はこれらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.7-1表 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水を継続し、高圧炉心注水系の破損箇所を隔離することにより、炉心の冷却状態を維持できることを確認した。また、サブプレッション・チェンバ・プール水温が35℃を超えた時点で、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転を開始することで、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回り、原子炉格納容器安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ <u>補足説明資料（添付資料2.7.2）において、②の対策を継続することにより、安定状態の維持が可能であることが示されている。</u> <u>補足説明資料（添付資料2.7.2）には、本重要事故シーケンスにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</u></p> <p>・原子炉安定停止状態： <u>事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合</u></p>

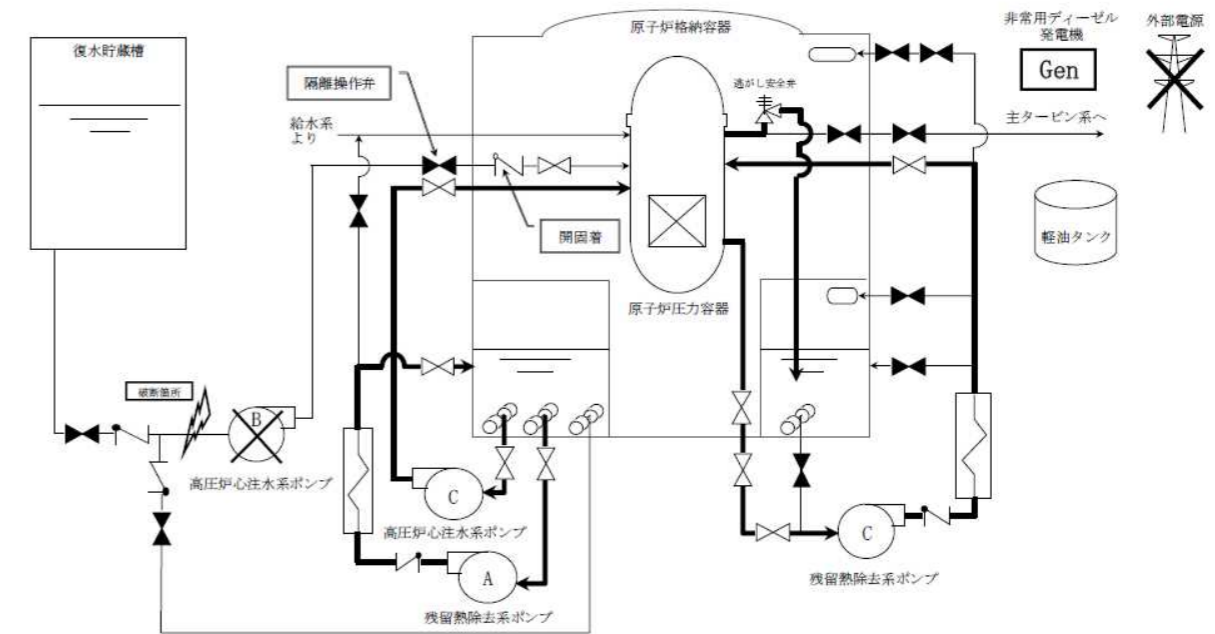
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>・原子炉格納容器安定状態： 炉心冠水後に、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置等、残留熱除去系又は代替循環冷却）により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (BWR インターフェイスシステム LOCA) ① 原子炉の減圧及び炉心の冷却に係る計装設備を確認。 ② 原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.7-1表 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。 ① 高圧炉心注水系又は原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉隔離時冷却系系統流量計、高圧炉心注水系系統流量計等が挙げられていることを確認した。また、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧に係る計装設備として、原子炉圧力計(SA)等が挙げられていることを確認した。 ② 残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備として、サプレッション・チェンバ・プール水温度計、残留熱除去系系統流量計が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 ① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。 ① 原子炉急速減圧によりサプレッション・チェンバ・プール水温度が35℃を超えた時点で、残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の運転を開始することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。 ① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。 ① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。 ・ 高圧代替注水系起動操作 ・ 破断した系統の復水貯蔵槽側吸込弁「全閉」操作（ポンプ水源側からの流出防止のための隔離操作） ・ 中央制御室からの高圧炉心注水系の隔離操作 ② 「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。 ③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.1.7-1表 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈) 第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止) 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 追補2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3 第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例の</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>比較」において、炉心冷却、格納容器バイパス防止の各項目について、米国・欧州での対策との比較を行っており、柏崎刈羽6号炉及び7号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3) (i) 初期の対策である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水、逃がし安全弁による原子力圧力容器の減圧並びに高圧炉心注水系の隔離に係る設備として、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、逃がし安全弁、高圧炉心注水系の隔離弁及びこれらを接続する配管又は弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策である残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱に係る設備として、残留熱除去系及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。 <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.1.7-4図「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.1.7-4図「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の対応手順の概要」及び「7.1.7.1(3)炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>高圧炉心注水ポンプ吐出圧力上昇： 高圧炉心注水ポンプ吐出圧力計指示が通常時を超えたことで「系統過圧」とであると判断する。</p> <p>原子炉隔離時冷却系自動起動： タービン回転数、ポンプ吐出圧力、流量指示計等により起動を確認する。</p> <p>高圧炉心注水系自動起動： ポンプ吐出圧力、流量指示計等により起動を確認する。</p> <p>残留熱除去系自動起動： ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する。</p> <p>IS-LOCA発生：</p>

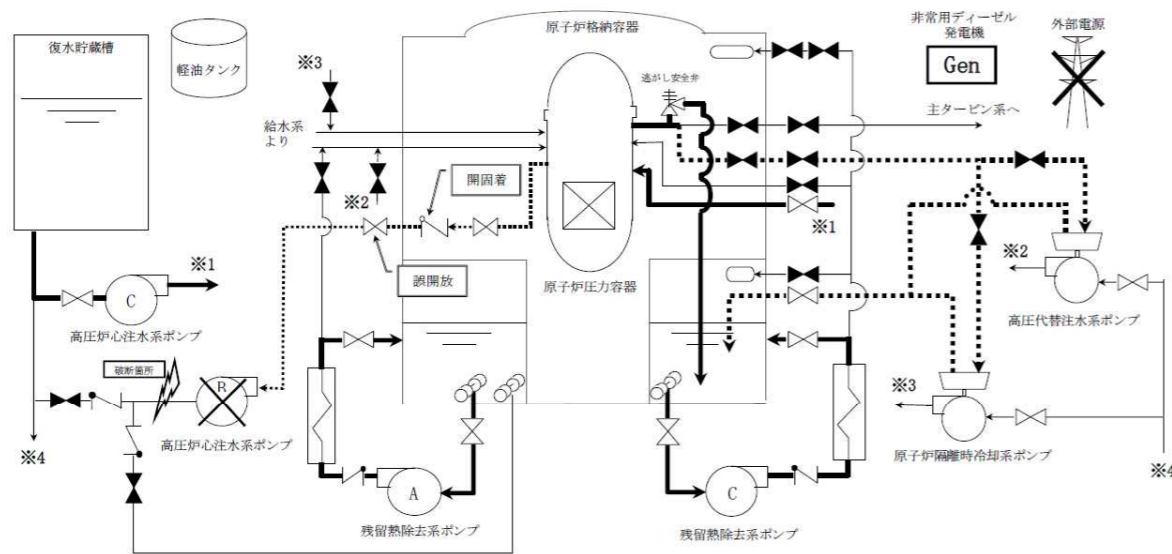
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>複数のパラメータ（原子炉水位、原子炉圧力、格納容器圧力（ドライウエル）、ドライウエル雰囲気温度、高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力）によりIS-LOCA発生を確認する。IS-LOCA発生を確認した高圧炉心注水ポンプは操作スイッチにより自動起動を阻止する。</p> <p><u>原子炉水位をレベル1からレベル1.5で制御：</u></p> <p>IS-LOCAによる漏洩量抑制のため、隔離操作が完了するまで原子炉水位計（広帯域）を確認し、原子炉水位をレベル1からレベル1.5を維持する。</p> <p><u>復水貯蔵槽吸込弁「全閉」：</u></p> <p>水源側からの流出防止のために、IS-LOCAの発生を確認した場合、破断が生じた系統の復水貯蔵槽吸込弁を全閉にする。</p> <p><u>原子炉圧力静定後、上昇傾向：</u></p> <p>原子炉隔離が完了するため、原子炉圧力の低下が止まり、上昇傾向に変わる。</p> <p><u>原子炉水位をレベル3からレベル8で維持：</u></p> <p>原子炉水位計（広帯域）を確認し、原子炉水位をレベル3からレベル8に維持する。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、中央制御室からの高圧炉心注水系の隔離操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、現場において異なる作業を連続して行うことはないことを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



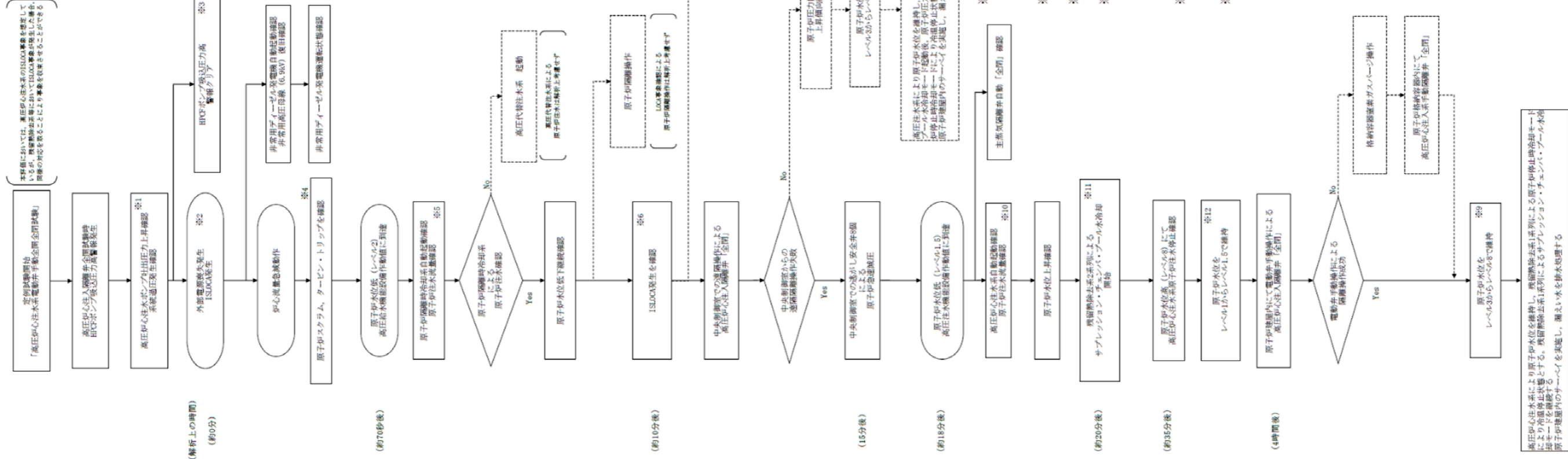
第 7.1.7-1 図 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の
重大事故等対策の概略系統図（1/3）
（原子炉急速減圧及び原子炉注水）



第 7.1.7-3 図 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の
重大事故等対策の概略系統図（3/3）
（原子炉注水，原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却）



第 7.1.7-2 図 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の
重大事故等対策の概略系統図（2/3）
（原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）



第 7.1.7-4 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」 の対応手順の概要

格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（分）										経過時間（時間）	備考							
	責任者		当直長		中央監視			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20			22	24	2	3	4	5	6
操作項目	責任者		当直長		中央監視		操作の内容											備考								
	指揮者		当直副長		緊急時対策本部連絡																					
	通報連絡者		緊急時対策本部要員		緊急時対策要員																					
	運転員（中央制御室）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）																					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		事象発生 原子炉スクラム 約70秒 原子炉水位低（レベル2） 15分 原子炉急減圧 約18分 原子炉水位低（レベル1.5） プラント状況判断 4時間 高圧炉心注水系からの漏えい停止																		
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	-	10分																		
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作（中央制御室操作）	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	5分	注入隔離弁全開失敗を想定																	
原子炉急減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	5分																		
高圧炉心注水系（健全側）自動起動確認	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	-	5分																		
高圧炉心注水系（健全側）注入弁操作	-	-	-	-	-	-	-	レベル4到達後 レベル1～レベル1.5 維持																		
残留熱除去系 サプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	-	5分	サプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード運転を継続																	
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作（現場操作）	-	-	4人 C, D E, F	4人 c, d e, f	-	-	-	30分																		
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作（現場操作）	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	-	40分																		
原子炉水位調整操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	-	レベル3～レベル4維持																		
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	9人																					

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 7.1.7-5 図 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の作業と所要時間

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「インターフェイスシステム LOCA」のみであることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2) (i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果並びに原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡等を取り扱うことができる SAFER を用いる」ことを確認した。SAFERの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3）有効性評価ガイド2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要員が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. インターフェイスシステムLOCA の発生後、破断箇所の隔離に失敗し、ECCSによる原子炉水位の確保に失敗することによって炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開又は内部破損によって、低圧設計部分が過圧され、破断する事象を想定する。</p> <p>ii. 低圧設計部分の破断箇所は、原子炉圧力が加わることによって、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位とする。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. インターフェイスシステムLOCA 発生個所の隔離対策</p> <p>ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>1)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、給復水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、高圧炉心注水系から原子炉格納容器外への漏えいが発生するものとし、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の隔離弁の故障等により、開閉試験中にインターフェイスシステム LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材の漏えい箇所は、高圧炉心注水系の吸込配管とする。これは、他の系統（※）では隔離弁の開閉試験が行われないか又は開閉試験中に2弁以上で隔離機能が維持されることに対して、高圧炉心注水系は開閉試験時に1弁となることから漏えいが発生する系統として想定する。破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所にお</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <p>・ IS-LOCA の破断面積と設定の考え方を確認。</p>	<p>いて、保守的に 10cm² とする。これは、破断箇所からの漏えい量が多くなること、また、2 系統ある高圧炉心注水系のうち 1 系統が機能喪失することで、原子炉圧力容器への注水量が少なくなることから、厳しい設定となることを確認した。具体的には、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、破断面積は 1cm² を超えないものの、保守的に 10cm² とすることを確認した。また、安全機能の喪失の仮定として、インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高圧炉心注水系が機能喪失することを確認した。</p> <p>(※) 具体的には、原子炉隔離時冷却系注入配管、残留熱除去系（低圧注水モード）注入配管及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）吸込配管が挙げられている。原子炉隔離時冷却系注入配管及び残留熱除去系（低圧注水モード）注入配管は低圧設計配管まで 3 弁設置されている。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）吸込配管は低圧設計配管まで 2 弁であるものの、運転中の定例試験は行われていない。</p> <p>② 「第 7.1.7-2 表 主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力、炉心入口温度、原子炉水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（BWR インターフェイスシステム LOCA の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心注水に用いる系統の流量 ・ 減圧に用いる逃がし安全弁の数及び流量 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>2) (i) <u>原子炉隔離時冷却系及び健全側の高圧炉心注水系は自動起動するものとし、原子炉圧力容器への注水流量は、それぞれ設計値を用いる。原子炉圧力容器の減圧には、自動減圧機能付き逃がし安全弁8個の逃がし弁機能を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.1.7-2表 主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系：</u> 原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、182m³/h（8.12～1.03MPa[dif]において）（設計値）の流量で注水するものとする。</p> <p><u>高圧炉心注水系：</u> 原子炉水位低（レベル1.5）で自動起動し、727m³/h（0.69MPa[dif]において）（設計値）の流量で注水するものとする。</p> <p><u>逃がし安全弁：</u> 原子炉急速減圧は、自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個を使用するものとし、逃がし安全弁の容量は設計値を用いる。</p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧炉心注水系の隔離弁の誤開又は破損が発生した側の高圧炉心注水系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[*]による時間内であることを確認。</p> <p>[*] 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3) (i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバプール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱、原子炉水位調整については中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p><u>IS-LOCA 発生時の対応手順：</u> 「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、IS-LOCA発生から破断箇所の隔離完了まで約4時間と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、中央制御室からの隔離操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の開始時間は、インターフェイスシステム LOCA の発生確認、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離操作及び隔離操作の失敗判断を考慮し、事象発生から15分後とする。中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離は失敗することとし、破断箇所隔離操作は、原子炉冷却材漏えいにより温度が上昇した原子炉建屋内の現場で操作を行う場所が作業可能な温度までに低下するまでの時間を考慮して、事象発生から3時間後に現場で開始するものとし、操作時間は60分間とする</u>ことを確認した。また、操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作は、中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異が考えられるため、操作条件に対する不確かさの影響評価を行うことを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。 (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。 (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>1)(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。 ① 「7.1.7.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 第7.1.7-6図より、原子炉冷却材の漏えいに伴って原子炉圧力が低下していることから、想定した起因事象に沿った解析結果が得られていることを確認した。 ③ 第7.1.7-10図より逃がし安全弁の開操作に伴う逃がし安全弁の蒸気流量が確認できること、第7.1.7-9図より、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水流量を確認できることから、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧並びに原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。 ④ 第7.1.7-7図、第7.1.7-8図、第7.1.7-9図、第7.1.7-11図、第7.1.7-12図より、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器内への注水により、原子</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 (BWR インターフェイスシステム LOCA の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水位 ・ 原子炉圧力 動的機器の作動状況： ・ 原子炉注水量 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 逃がし安全弁流量 対策の効果： ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉水位 ・ 燃料被覆管温度 ・ 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器温度</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること ・トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること ・図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など） 	<p>炉水位及び原子炉圧力容器内の保有水量が回復していること、炉心は冠水状態を維持していることから燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度、燃料被覆管酸化量 ② 原子炉圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、IS-LOCAの評価項目となるパラメータについては、高圧炉心注水系の破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系及び健全側の高圧炉心注水系により、炉心の冠水は維持される。また、炉心の冷却を継続しつつ、逃がし安全弁により原子炉圧力容器を減圧することで、破断箇所からの原子炉冷却材の漏えいが抑制される。これらにより、PCTは事象発生前の値約310℃を上回ることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約7.37MPa[gage]に抑えられる。また、現場における弁操作により高圧炉心注水系の破断箇所の隔離を行うことで、高圧炉心注水系からの漏えいが停止する。また、逃がし安全弁の作動による原子炉格納容器内への水蒸気の流入により、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、原子炉格納容器の限界圧力及び温度を下回ることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧による破断箇所からの漏えい量の抑制、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水により炉心は冠水状態にあることから、事故発生当初の温度（約310℃）以下にとどまり、評価期間を通じて1,200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は15%以下となることを確認した。 ② 本重要事故シーケンスでは高圧炉心注水系の漏えいを想定しており、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約7.37MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 原子炉格納容器内の圧力及び温度は、原子炉圧力容器の減圧及び破断箇所隔離後の原子炉格納容器内への蒸気流入により上昇する。一方、設計基準事故「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、事象開始から原子炉格納容器内に冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、それぞれ約0.25MPa[gage]及び約138℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び温度を下回ることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。具体的には、初期の炉心損傷防止対策である原子炉圧力容器の減圧による漏えい量の低減及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水により評価期間を通じて炉心は冠水状態を維持していること、燃料被覆管の温度は1,200℃以下であることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び原子炉圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、IS-LOCAの場合については、<u>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.7-6図にあるとおり、事象発生後8時間時点において原子炉圧力容器の圧力は低く維持されていることから、炉心は安定して冷却されている。事象発生4時間後に高圧炉心注水系の破断箇所を現場操作にて隔離することで漏えいが停止し、健全側の高圧炉心注水系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉の安定停止状態が維持できることを確認した。また、残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉格納容器の安定状態が確立し、安定状態が維持できることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

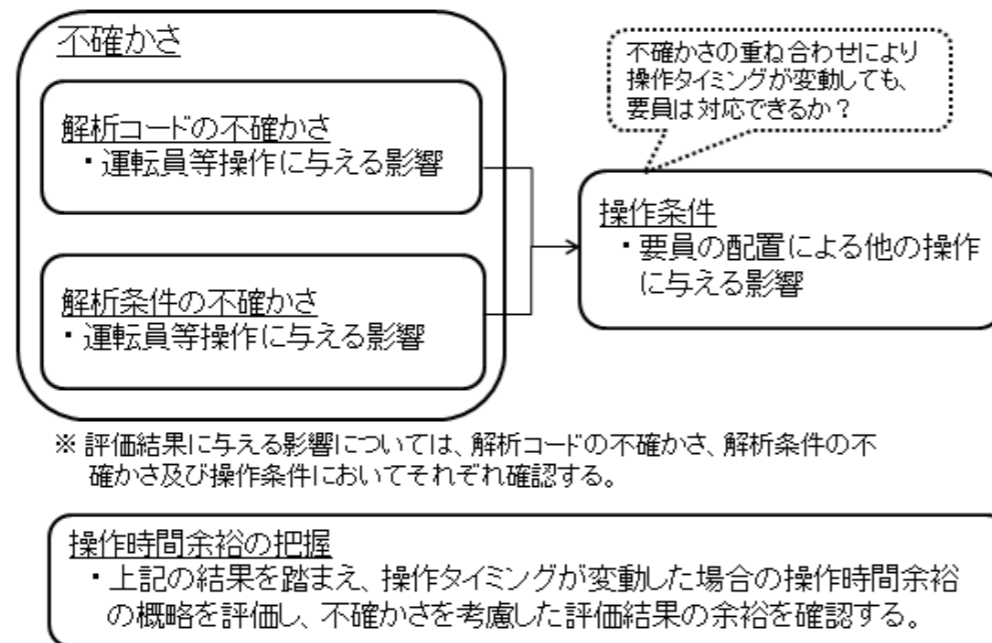
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1) (i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作にかかる不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>（参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作及び高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作であることを確認した。逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作は、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、原子炉水位維持の点では問題とならないことを確認した。高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作については、高圧炉心注水系の電動弁の開閉試験にて発生した事象であるため、隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき、現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり、漏えいの影響を受けにくいため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>（i）解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されている</p>	<p>1)（i）解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はない。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等操作に与える影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> SAFERについて、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持する場合は燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さいことを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>か確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>・ SAFER について、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性があることを確認した。</p> <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを考慮した場合、いずれも運転員等の操作時間に与えることはないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1) (i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心は冠水維持され、PCT は事象発生前の値を上回ることがないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <p>・ SAFER について、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さいことを確認した。</p> <p>・ SAFER について、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、解析コードは酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性があることを確認した。</p> <p>以上より、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを考慮した場合、いずれも評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 炉心注水に用いる系統の流量</p>	<p>1) (i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる最大線出力密度等について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われることから、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>② 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下が緩和されるが、操作手順（炉心冠水操作）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>③ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がない外部電源を喪失した状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がある場合は、外部電源から電源が供給されることから、原子炉圧力容器への給水機能は維持され、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>⑤ 機器条件の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の注水量は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であるため、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p>	<p>1) (i) 解析条件が評価結果に与える影響について、<u>最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和される。また、外部電源がある場合は、原子炉圧力容器への給水機能は維持され、原子炉圧力容器内の水位の減少が緩やかとなる。本重要事故シーケンスでは、炉心の冷却が維持されており、燃料被覆管温度は初期値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない</u>ことを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 42kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されると考えられるが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<ul style="list-style-type: none"> ① 最大線出力密度 ② 炉心崩壊熱 ③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等 ④ 外部電源の有無 ⑤ 炉心注水に用いる系統の流量 	<p>高温度は初期値（約310℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ② 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したのとしており、その最悪条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最悪条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉の水位低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 ③ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。 ④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を解析条件に設定している。仮に外部電源がある場合は、外部電源から電源が供給されることから、原子炉圧力容器への給水機能は維持され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 ⑤ 機器条件の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の注水量は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 <p>補足説明資料（添付資料 2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（インターフェイスシステム LOCA））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧及び高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作のタイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>② 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作は、中央制御室からの操作であり、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した、また、高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作は現場で行う操作であり、中央制御室で操作行う運転員とは別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。これらのことから要員の配置が適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、<u>逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作開始を事象発生から15分後としている。原子炉圧力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、健全側の高圧炉心注水系により炉心の冷却が維持されるため、操作開始が変動したとしても、評価項目を満足することに変わりはない。破断箇所の隔離操作の開始を事象発生から3時間後としているが、隔離の有無に関わらず、健全側の高圧炉心注水系により、炉心の冷却が維持されることから、操作時間には余裕がある</u>ことを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、減圧時点の崩壊熱が高くなるが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の原子炉注水により、炉心は冠水維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>② 高圧炉心注水系の破断箇所の隔離操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、隔離操作の有無に関わらず、健全側の高圧炉心注水系の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p>	<p>1) (i) 隔離弁の操作時間余裕について、以下のとおり確認した。</p> <p><u>逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作開始を事象発生から15分後としている。原子炉圧力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、健全側の高圧炉心注水系により炉心の冷却が維持されるため、操作開始が変動したとしても、評価項目を満足することに変わりはない。</u></p> <p><u>破断箇所の隔離操作の開始を事象発生から3時間後としているが、隔離の有無に関わらず、健全側の高圧炉心注水系により、炉心の冷却が維持されることから、操作時間には余裕がある</u>ことを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 逃がし安全弁による原子炉減圧操作については、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の原子炉注水により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕があることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <p>① 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 破損箇所の隔離操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>② 高圧炉心注水系の破断箇所の隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、健全側の高圧炉心注水系の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) (i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて20名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は72名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉から5号炉の運転員等も対応可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対応と1号炉から5号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、<u>重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機からの電力供給量が十分大きい</u>ため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 外部電源は事象発生と同時に喪失することとし、各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする事及び重大事故等対策時に必要な負荷は各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても必要負荷に対しての電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>「重大事故等対策設備について」の補足説明資料において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量が200kVAであり必要負荷が約</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>60kVAであること、及びモニタリング・ポスト用発電機の容量が40kVAであり必要負荷が約2.34kVAであることが示されている。</p> <p>(iii) 水源の充足性について、本重要事故シーケンスにおいて、炉心の冷却を行った場合に必要となる水は、号炉当たり約100m³（6号炉及び7号炉合わせて約200m³）となる。これに対して、6号炉及び7号炉の復水貯蔵槽にそれぞれ約1,700m³、6号炉及び7号炉の共用設備である淡水貯水池に約18,000m³、合計約21,400m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。また、インターフェイスシステムLOCAにより復水貯蔵槽が使用できない場合においても、各号炉のサプレッション・チェンバに約3,600m³の水を保有しており、高圧炉心注水系による原子炉注水は、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはない。これにより、必要な水量が確保可能であり、7日間の継続実施が可能である。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、非常用ディーゼル発電機を全出力で7日間運転した場合に必要となる軽油量は号炉当たり約753kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約13kLであり、6号炉及び7号炉合わせて約1,519kL必要である。これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約1,020kLで、合計約2,040kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については、上記(iii)で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p data-bbox="133 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="133 369 593 401">・ 1.～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="133 415 1012 579">・ 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1065 279 2822 359">事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している原子炉隔離時冷却系及び健全側の高圧炉心注水系による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1065 369 2822 579">重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」において、原子炉隔離時冷却系及び健全側の高圧炉心注水系による炉心の冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心注水系1系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1065 590 2822 758">また、原子炉隔離時冷却系及び健全側の高圧炉心注水系による炉心の冷却、逃がし安全弁による原子炉減圧及び運転員の破断箇所隔離により炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態に導くために、「インターフェイスシステム LOCA」では、残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱等の対策が整備されていることを確認した。さらに、対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1065 768 2822 848">重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1065 858 2822 888">以上のとおり、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.1-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.1-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.1-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.1-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.1-19
(1) 有効性評価の方法	3.1-19
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件	3.1-21
(3) 有効性評価の結果	3.1-26
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.1-30
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.1-32
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.1-33
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.1-33
b. 操作条件	3.1-35
(3) 操作時間余裕の把握	3.1-36
4. 必要な要員及び資源の評価	3.1-37
5. 結論	3.1-39

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：格納容器過圧・過温破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の7つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV ・ TQUX ・ LOCA ・ 長期 TB ・ TBU ・ TBD ・ TBP

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第 2-3 表 評価対象とする PDS の選定」）

第 2-3 表 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別 CFF(/炉年)	該当する PDS	PDS 別 CFF(/炉年)	破損モードの CFF に占める割合(%)	最も厳しい PDS の考え方	選定した PDS
1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	3.9×10 ⁻¹⁰	TQUV	2.5×10 ⁻¹³	0.1	<p>【事象進展(過圧・過温)緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUX、TQUV、TB の各シナリオと比較し、LOCA は一次冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展が早い。 ・ 過圧破損については長期 TB や TBU が支配的であることから、全交流動力電源喪失の寄与が高い。 ・ 過圧破損については対策として格納容器の除熱が必要となる。 ・ 過温破損については LOCA の寄与が高い。 ・ 過温破損については対策として格納容器(損傷炉心)への注水が必要となる。 ・ LOCA に ECCS 注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を加えることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。これにより、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。 <p>以上より、LOCA に SBO を加え、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するための PDS とする。</p>	LOCA +SBO
		TQUX	1.8×10 ⁻¹⁰	46.3		
		LOCA	3.0×10 ⁻¹⁸	< 0.1		
		長期 TB	1.1×10 ⁻¹⁰	29.0		
		TBU	8.0×10 ⁻¹¹	20.5		
		TBP	1.6×10 ⁻¹¹	4.2		
		TBD	-	-		
1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	8.4×10 ⁻⁹	TQUV	9.5×10 ⁻¹⁰	11.4		
		TQUX	2.2×10 ⁻⁹	26.7		
		LOCA	4.5×10 ⁻⁹	53.5		
		長期 TB	2.7×10 ⁻¹⁰	3.2		
		TBU	2.9×10 ⁻¹⁰	3.5		
		TBP	5.7×10 ⁻¹¹	0.7		
		TBD	8.0×10 ⁻¹¹	1.0		

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の格納容器破損に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応熱により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力又は最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器破損に至る。」ものであり、本格納容器破損モードの特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器内の圧力の上昇を抑制する観点及び原子炉格納容器雰囲気過熱を防止する観点から、炉心へ注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器内を冷却し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある</u>ことを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、炉心へ注水する機能、原子炉格納容器内を冷却する機能、原子炉格納容器内を減圧する機能を挙げていること、安定状態に向けた対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送し、原子炉格納容器雰囲気過熱の除熱を行う機能が必要であることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

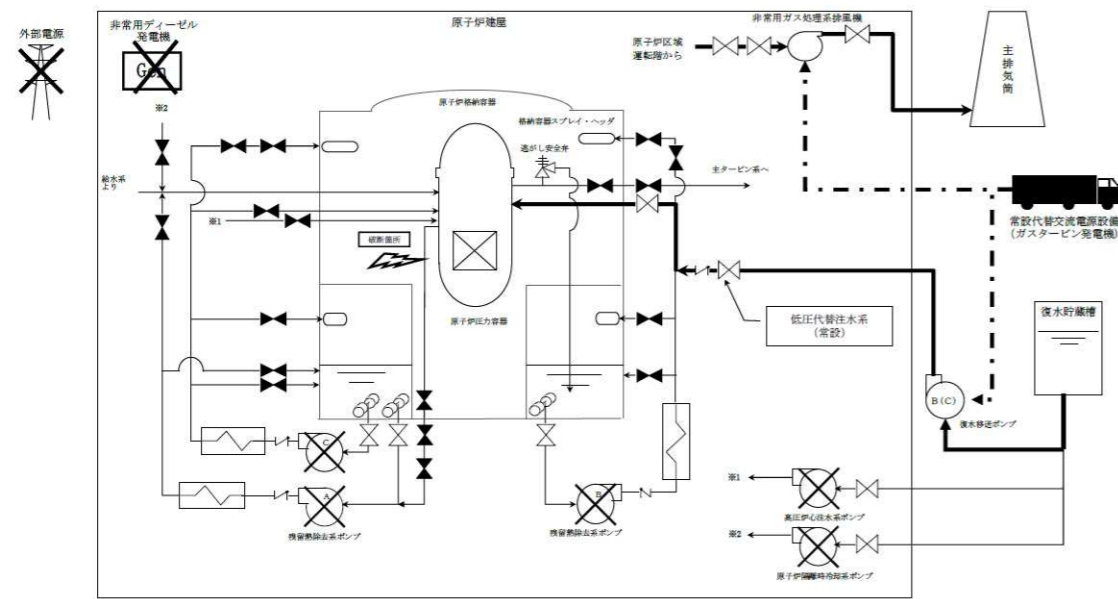
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本格納容器破損モードでは、全交流動力電源の喪失、LOCAの発生、ECCS機能喪失、炉心損傷等を判断する必要がある。このための常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が、「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用しない場合）」に示されており、格納容器内雰囲気放射線レベル計（D/W及びS/C）、格納容器内水素濃度計、格納容器内圧力計（D/W及びS/C）、ドライウェル雰囲気温度計、サプレッション・チェンバ・プール水温度計、サプレッション・チェンバ・プール水位計等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。このため、第一ガスタービン発電機及びタンクローリ（16kL）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽及び軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に係る手順については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に係る手順については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、代替交流電源設備による給電に係る手順については、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、第一ガスタービン発電機等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水により、炉心の冷却を継続するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置いずれかによる原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、代替原子炉補機冷却系及び格納容器圧力逃がし装置を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽及び軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱については「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、復水移送ポンプ、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、代替原子炉補機冷却系（代替循環冷却系を使用する場合）、格納容器圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用しない場合）」に整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の維持については低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水することから、炉心の冷却状態を維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却及び除熱については、事象発生から約22.5時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始することで（代替循環冷却系を使用する場合）、格納容器圧力0.62MPa [gage]到達までに格納容器逃がし装置による原子炉格納容器除熱を開始すること</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>で（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回り、原子炉格納容器の安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料3.1.2.3）において、代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 原子炉の減圧及び注水に係る計装設備を確認。 ② 原子炉格納容器の冷却及び除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用しない場合）」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉圧力計（SA）、復水補給水計流量計（原子炉圧力容器）等が挙げられていることを確認した。 ② 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器へのスプレイに係る計装設備として、ドライウェル雰囲気温度計、格納容器内圧力計（D/W及びS/C）、復水補給水流量計（原子炉格納容器）等が挙げられていることを確認した。代替循環冷却系による原子炉格納容器の除熱に係る計装設備として、サプレッション・チェンバ・プール水温度計、サプレッション・チェンバ・プール水位計、復水補給水計流量計（原子炉圧力容器、原子炉格納容器）等が挙げられていることを確認した。格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの減圧及び除熱に係る計装設備として、格納容器内圧力計（D/W及びS/C）、サプレッション・チェンバ・プール水位計、フィルタ装置水位計、フィルタ装置入口圧力計、フィルタ装置出口放射線モニタ等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近した場合、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策へ切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 第二ガスタービン発電機による緊急用M/C受電 ・ 可搬型代替交流電源設備による緊急用M/C受電 ・ 可搬型代替交流電源設備によるP/C受電 ・ 消火ポンプによる代替注水 ・ 可搬型代替注水ポンプによる代替注水 ・ 淡水タンク又はろ過水タンクから防火水槽への補給 ・ 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給 ・ 非常用ディーゼル発電機又は外部電源による交流電源回復操作 ・ 高圧/低圧注水機能回復操作 ・ 中央制御室陽圧操作 ・ 中央制御室退避室準備操作 ・ 中央制御室退避室陽圧化操作（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）

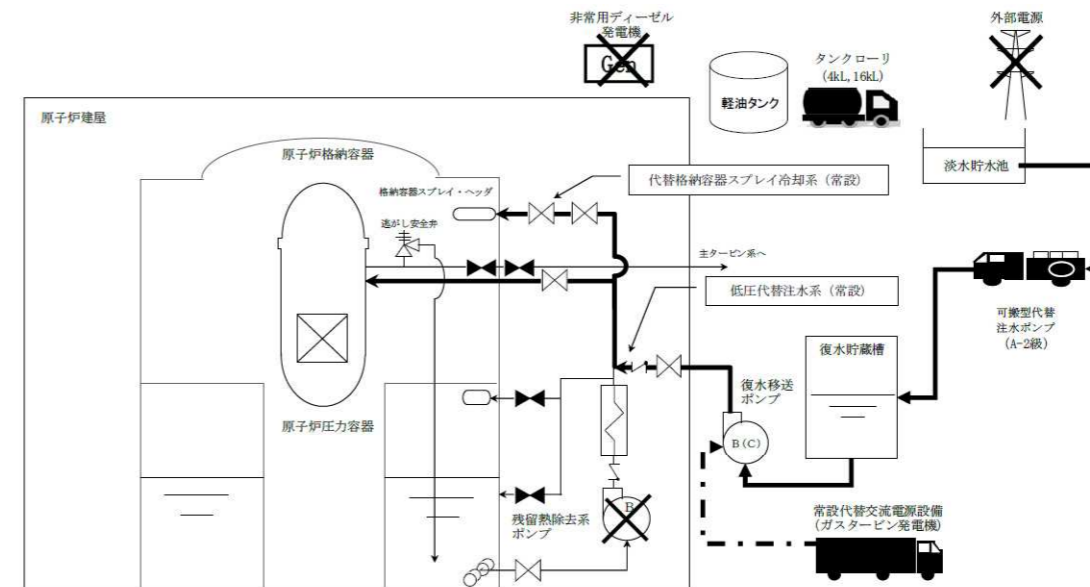
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>・ 可搬型代替注水ポンプによる格納容器頂部注水</p> <p>② 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」において、①の実手順が整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用しない場合）」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3) (i) 代替交流電源に関する設備としてガスタービン発電機等及びこれらを接続する設備等が概略系統図に示されていることを確認した。低圧注水に関連する設備として復水移送ポンプ、復水貯蔵槽等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関連する代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.2.1.2-5図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-4図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>・ 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</p> <hr/> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.2.1.2-5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）」、「第7.2.1.3-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用しない場合）」、「7.2.1.2.1 格納容器破損防止対策」、「7.2.1.3.1 格納容器破損防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>高圧給水機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失</u>：中央制御室盤にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示計等にて機能喪失を確認。</p> <p><u>全交流動力電源喪失</u>：外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統（6.9 kV）の母線が使用不能となった場合。</p> <p><u>早期の電源回復不能</u>：中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線の電源回復ができない場合。</p> <p><u>炉心損傷</u>：格納容器内雰囲気放射線レベル計指示と事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）導入条件判断図より炉心損傷を確認する。炉心損傷により原子炉格納容器内に水素ガスが発生するため、原子炉格納容器内の水素ガス濃度上昇より確認。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による低圧注水の判断</u>：常設代替交流電源設備による受電前から、低圧代替注水系（常設）の準備を実施し、受電と同時に低圧注水を開始。</p> <p><u>炉心冠水</u>：原子炉圧力容器表面温度が飽和温度未満であることにより確認。</p> <p><u>破断口までの水位回復確認</u>：破断口からの流出をサプレッション・チェンバ・プール水位上昇傾向により確認。</p> <p><u>低圧代替注水系(常設)から代替格納容器スプレイ冷却系への運転切り替えの判断</u>：ドライウエル雰囲気温度が約190℃を超えた場合又は0.465MPaに到達した場合に切替える。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系から低圧代替注水系（常設）への運転切り替えの判断</u>：崩壊熱に相当する水位低下量から原子炉水位レベル1に到達する時間を求め、その時間経過後に切替える。</p> <p><u>損傷炉心冷却成功</u>：原子炉水位が燃料有効長頂部以上（水位計監視不能時は崩壊熱除去に必要な流量以上）及び原子炉圧力容器下鏡部温度300℃未満により損傷炉心冷却成功と判断する。</p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u>：代替原子炉補機冷却系の準備が完了した時点。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u>：外部水源により格納容器スプレイを継続している状態において、サプレッション・チェンバ・プール水位が「真空破壊弁高さ」に到達した時点。</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」、「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するた</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>めの手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ 復旧操作等は、有効性評価においては期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から 12 時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>

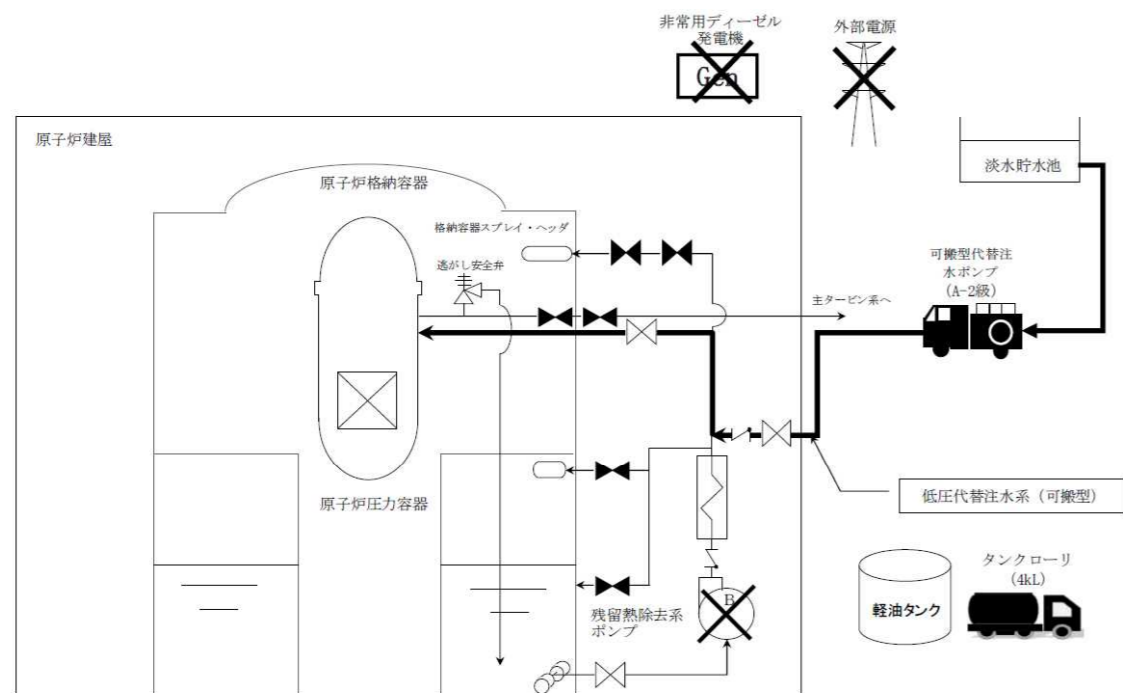


第 7.2.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（1/4）（原子炉注水）

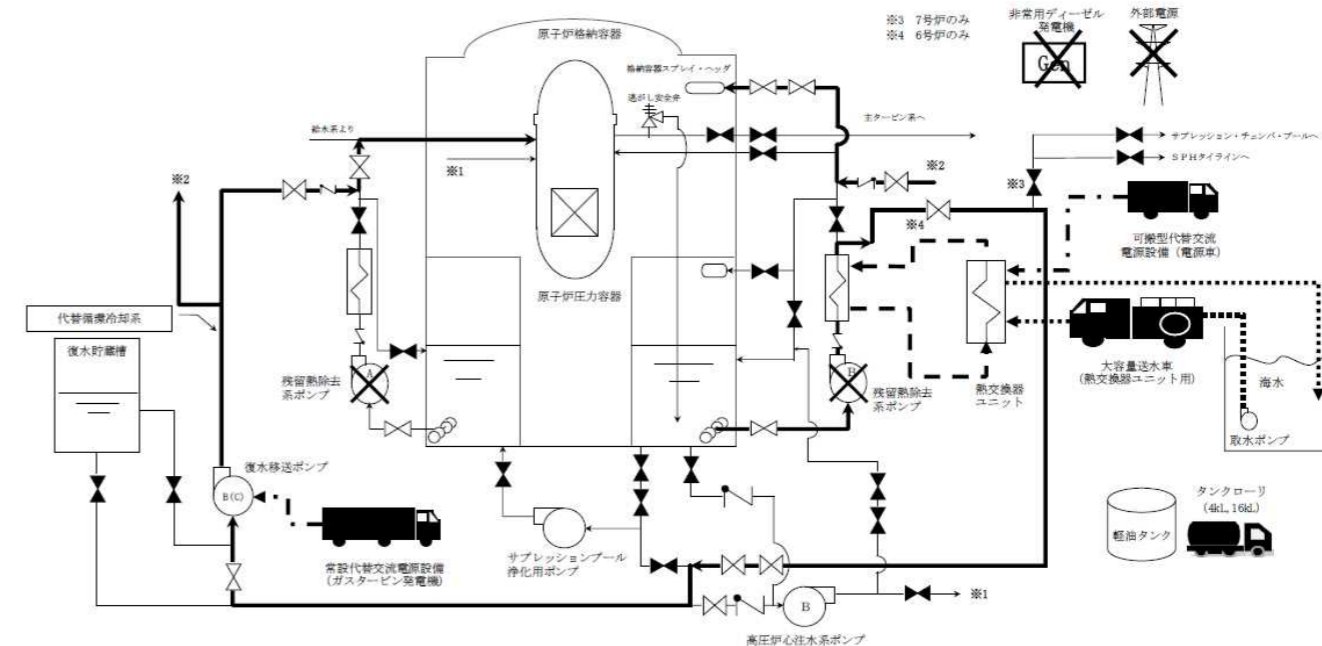


※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。

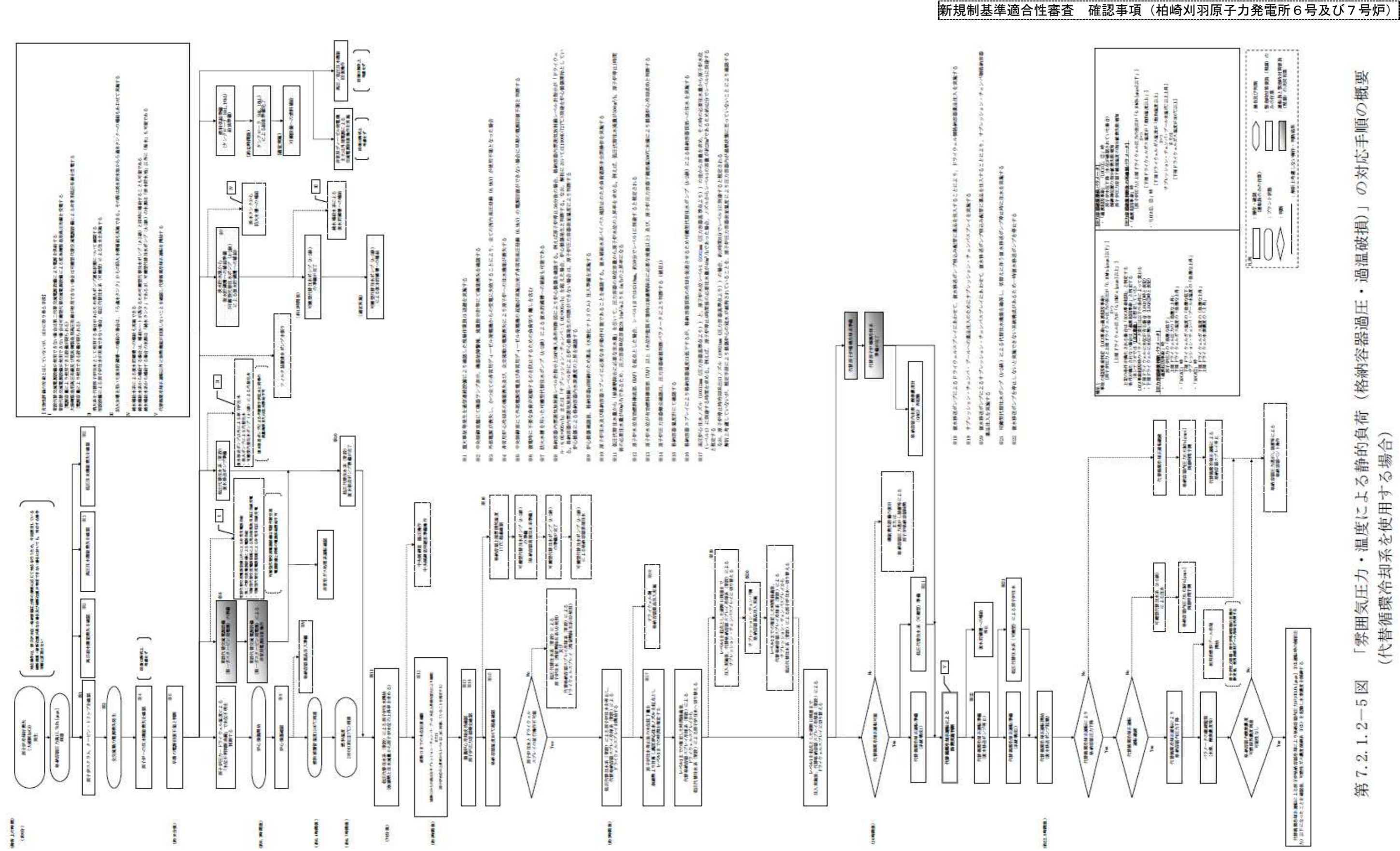
第 7.2.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（2/4）（原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）



第 7.2.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（3/4）（原子炉注水）



第 7.2.1.2-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（4/4）（原子炉格納容器除熱）



第7.2.1.2-5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用する場合)

新規制基準適合性審査 確認事項 (柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉)

業務所・必要人員数							操作の内容	経過時間(分)																								備考	
操作項目	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対応本部長		15 30 45 60 75 90 105 120 135 150 165 180 195 210 225 240 255 270 285 300 315 330 345 360																									
	指揮者	6号	7号	6号	7号		6号	7号	運転開始 原子炉スタート 15分 炉内監視 30分 炉内監視 45分 炉内監視 60分 炉内監視 75分 炉内監視 90分 炉内監視 105分 炉内監視 120分 炉内監視 135分 炉内監視 150分 炉内監視 165分 炉内監視 180分 炉内監視 195分 炉内監視 210分 炉内監視 225分 炉内監視 240分 炉内監視 255分 炉内監視 270分 炉内監視 285分 炉内監視 300分 炉内監視 315分 炉内監視 330分 炉内監視 345分 炉内監視 360分 炉内監視																								
状況判断	QA A, B	QA A, B	-	-	-	-	-	-	10分																								状況判断も準備時に必要で15分は確保される
交流電源切替操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	-	-	10分																								状況可能人員により対応する
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧 操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	-	-	10分																								状況可能人員により対応する
原子炉格納容器内水素濃度監視	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								確認実施
常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機)	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								
常設代替交流電源設備運転 (第一ガスタービン発電機)	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 発電機操作	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								
	-	-	QA A, B	QA A, B	-	-	-	-	10分																								
	-	-	QA A, B	QA A, B	-	-	-	-	10分																								
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 発電機操作	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								
	-	-	QA A, B	QA A, B	-	-	-	-	10分																								
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 C系 発電機操作	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								
	-	-	QA A, B	QA A, B	-	-	-	-	10分																								
非常用ガス供給系 運転確認	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								
	-	-	-	-	-	-	-	-	10分																								
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								状況可能人員により対応する
	-	-	QA A, B	QA A, B	-	-	-	-	10分																								
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								確認は全て解析済、原子炉格納容器内水素濃度監視は必要
代替格納容器スプレイ冷却系 (常 設) 操作	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								原子炉格納容器内水素濃度監視は必要
中央制御室監視提供 (解析上考慮せず)	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								作業を確保して対応する
中央制御室、圧力調整 (中央制御室可動型注水調整機ブ ラユニット起動) (解析上考慮せず)	-	-	QA A, B	QA A, B	-	-	-	-	10分																								作業を確保して対応する
	-	-	-	-	QA A, B	-	-	-	10分																								
中央制御室待避室の準備操作 (解析上考慮せず)	QA A	QA A	-	-	-	-	-	-	10分																								作業を確保して対応する
	-	-	-	-	QA A, B	-	-	-	10分																								作業を確保して対応する
格納容器停止注入操作 (解析上考慮せず)	-	-	QA A, B	QA A, B	-	-	-	-	10分																								作業を確保して対応する

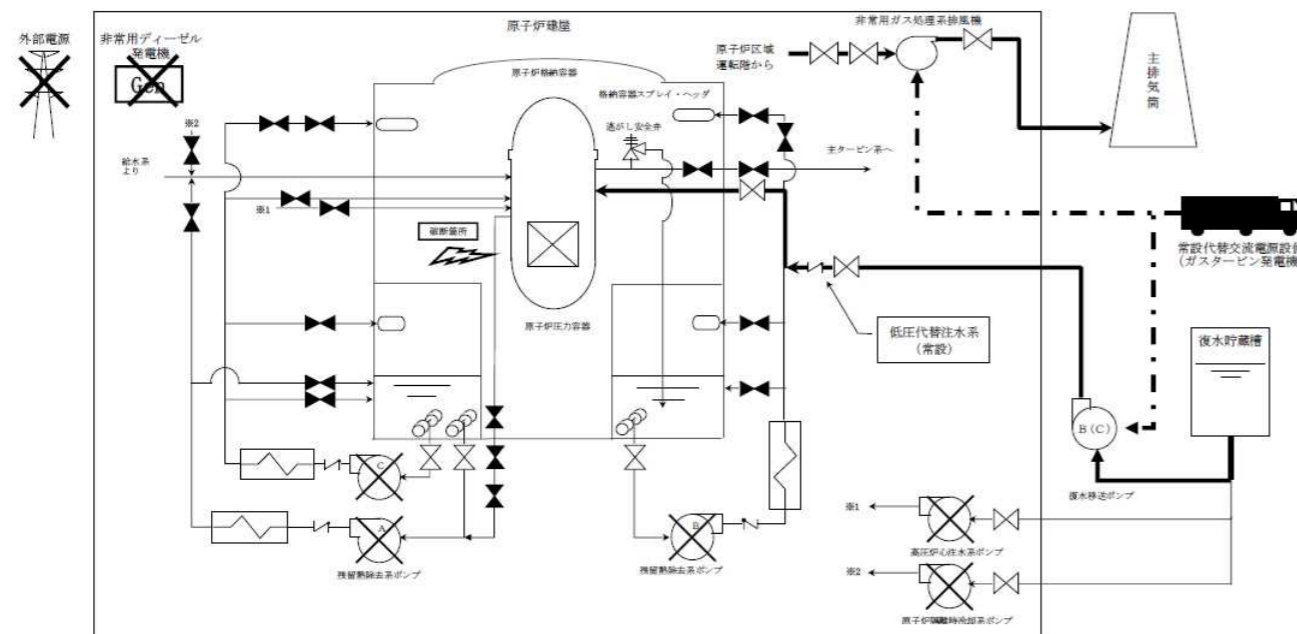
第7.2.1.2-6 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間
(代替循環冷却系を使用する場合) (1/2)

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

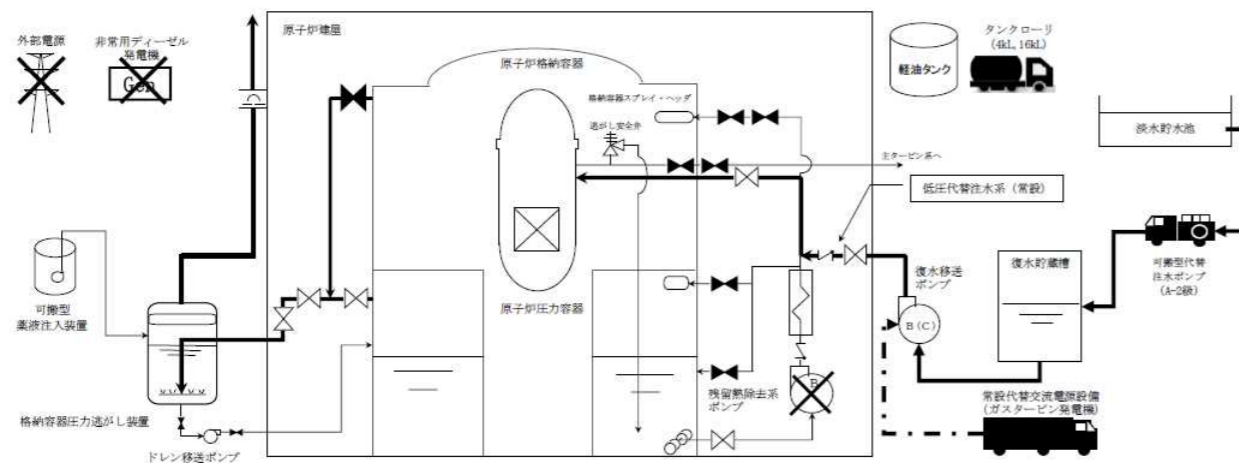
静電気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）							経過時間（時間）												備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）												備考
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対応要員 (現場)			経過時間（時間）												
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		経過時間（時間）												
低圧代管注水系（常設）注水操作	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・高圧熱源系 注水準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	00:00 - 00:05												
代替循環冷却スプレッド系（常設）操作	(1人) A	(2人) B, C	-	-	-	-	・高圧熱源系 スプレッド準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	00:05 - 00:10												
非常用ガス処理系による原子炉補修操作	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・高圧熱源系 スプレッド準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	00:10 - 00:15												
原子炉冷却注水（解析上考慮せず）	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉冷却注水 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉冷却注水 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉冷却注水 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉冷却注水	00:15 - 00:20												必要を確保して対応する
可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉冷却注水（解析上考慮せず）	-	-	-	-	8人 (4人, 副)	8人 (4人, 副)	・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉冷却注水 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉冷却注水 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉冷却注水 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉冷却注水	00:20 - 00:25												
給水準備	-	-	-	-	副1 (2人)	副1 (2人)	・高圧熱源系 スプレッド準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	00:25 - 00:30												ポンクロー（180）機室において遠隔操作アンテナから実施
給水作業	-	-	-	-	副1 (2人)	副1 (2人)	・高圧熱源系 スプレッド準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	00:30 - 00:35												
格納容器ベント開放操作（解析上考慮せず）	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・格納容器ベント開放 ・格納容器ベント開放	00:35 - 00:40												必要を確保して対応する
代替原子炉補修冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) E, F	-	-	・高圧熱源系 スプレッド準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	00:40 - 00:45												
給水準備	-	-	-	-	副2 (2人)	副2 (2人)	・高圧熱源系 スプレッド準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	00:45 - 00:50												ポンクロー（180）機室において遠隔操作アンテナから実施
給水作業	-	-	-	-	副2 (2人)	副2 (2人)	・高圧熱源系 スプレッド準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	00:50 - 00:55												
代替原子炉補修冷却系 運転	-	-	-	-	副3 (3人)	副3 (3人)	・代替原子炉補修冷却系 運転準備 ・代替原子炉補修冷却系 運転準備	00:55 - 01:00												
原子炉格納容器内注水・静置後冷却（CMB）再稼働	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・原子炉格納容器内注水・静置後冷却（CMB）再稼働 ・原子炉格納容器内注水・静置後冷却（CMB）再稼働	01:00 - 01:05												必要を確保して対応する
低圧代管注水系（可搬型）による原子炉注水 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) E, F	-	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉への注水準備 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉への注水準備	01:05 - 01:10												
代替循環冷却系 準備操作（系統構成1）	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・代替循環冷却系 準備操作（系統構成1） ・代替循環冷却系 準備操作（系統構成1）	01:10 - 01:15												
代替循環冷却系 準備操作（系統構成2）	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・代替循環冷却系 準備操作（系統構成2） ・代替循環冷却系 準備操作（系統構成2）	01:15 - 01:20												
低圧代管注水系（可搬型）による原子炉への注水	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉への注水 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による原子炉への注水	01:20 - 01:25												操作時間の分限は、可搬型代替注水ポンプ（A-2線）の稼働開始から、原子炉への注水開始とする
代替循環冷却系 運転開始	(2人) A, B	(2人) C, D	-	-	-	-	・代替循環冷却系 運転開始 ・代替循環冷却系 運転開始	01:25 - 01:30												
代替循環冷却系 運転状態監視	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・代替循環冷却系 運転状態監視 ・代替循環冷却系 運転状態監視	01:30 - 01:35												
常用冷却剤プール冷却 再稼（解析上考慮せず）	(1人) A	(1人) B	-	-	-	-	・常用冷却剤プール冷却 再稼 ・常用冷却剤プール冷却 再稼	01:35 - 01:40												必要を確保して対応する
給水準備	-	-	-	-	2人	2人	・高圧熱源系 スプレッド準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	01:40 - 01:45												ポンクロー（180）機室において遠隔操作アンテナから実施
給水作業	-	-	-	-	2人	2人	・高圧熱源系 スプレッド準備 ・高圧熱源系 スプレッド準備	01:45 - 01:50												

第7.2.1.2-6図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）(2/2)

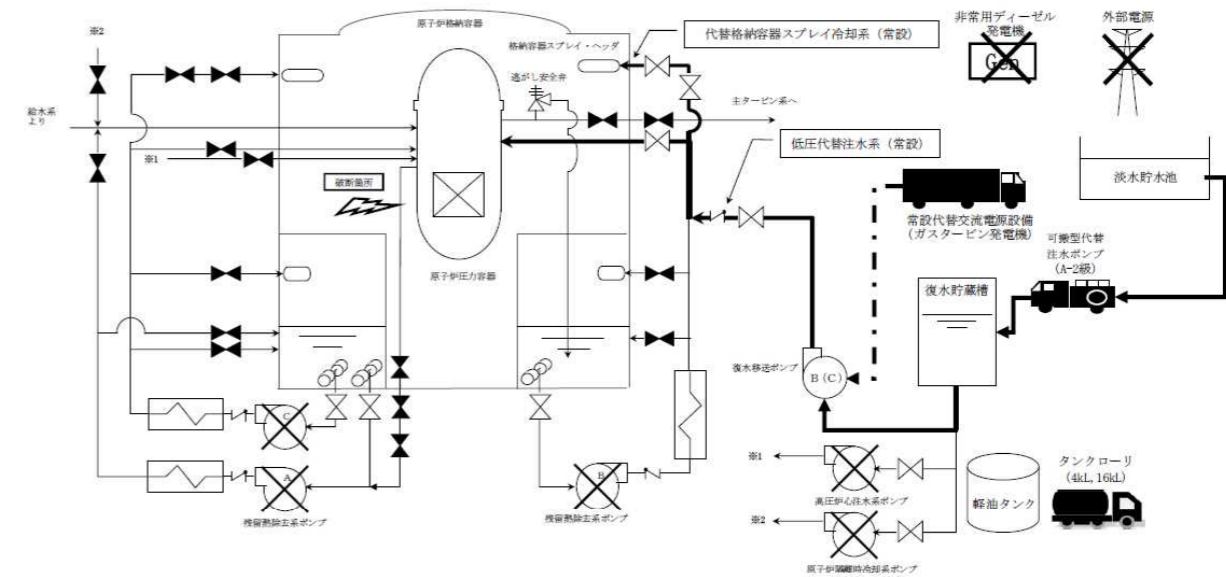
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。



第7.2.1.3-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用しない場合）（1/3）
（原子炉注水）

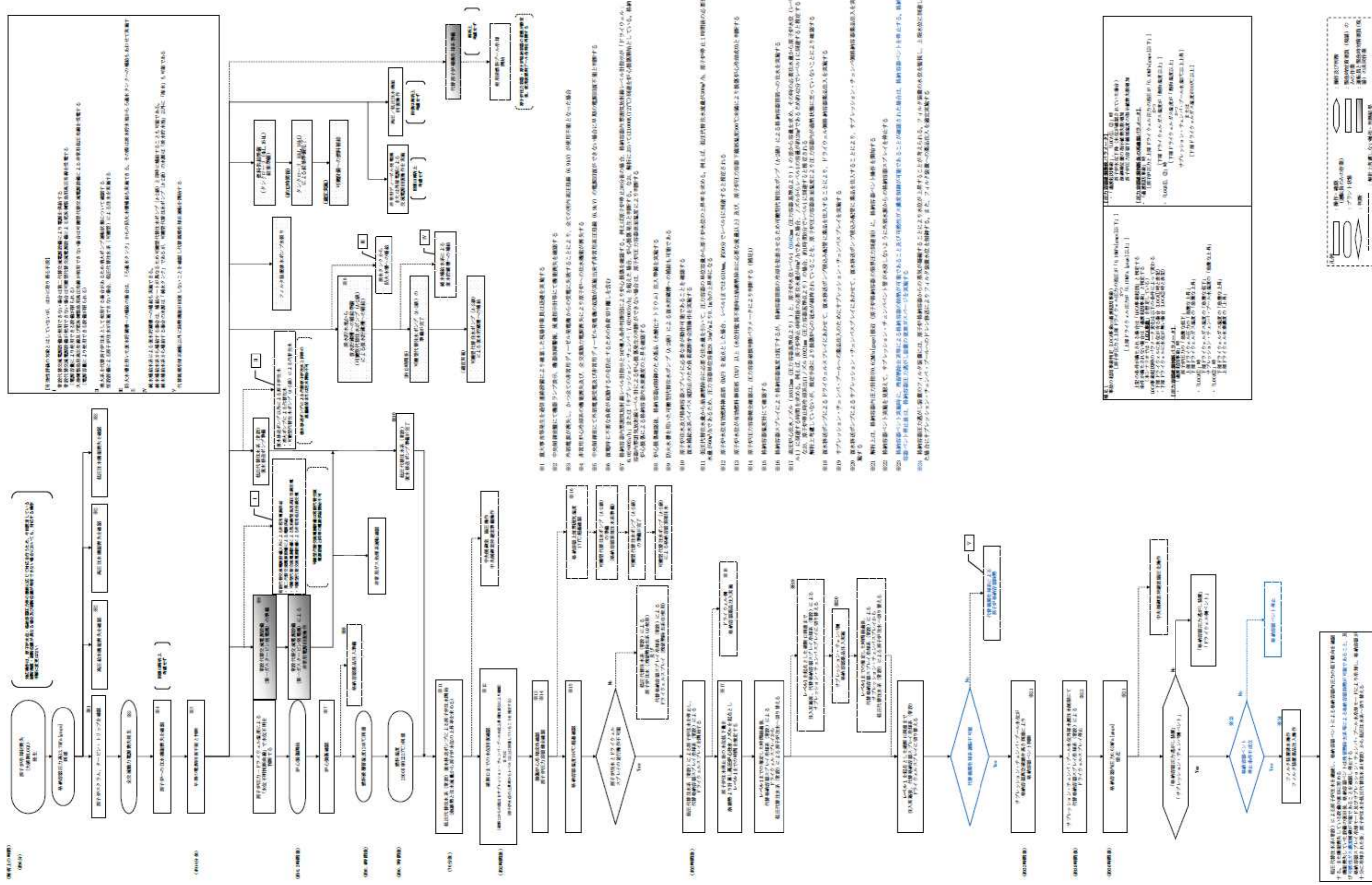


第7.2.1.3-3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用しない場合）（3/3）
（原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）



※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレィ冷却系（常設）は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。

第7.2.1.3-2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用しない場合）（2/3）
（原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）



第 7.2.1.3-4 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要
(代替循環冷却系を使用しない場合)

要員配置・必要人員数							操作の内容	経過時間(分)		備考
責任者	当直長	1人	中央監視室		現場			15	30	
操作項目	指揮者	6号 7号	当直長 当直長	1人 1人	中央監視室 緊急時対応本部	1人 1人	各号炉運転操作員			
	運転員	6号 7号	当直長 当直長	1人 1人	中央監視室 緊急時対応本部	1人 1人	各号炉運転操作員			
状況判断	3A 4,5	3A 4,5	-	-	-	-	-	10分		状況判断も最終的に必要な作業を完了させる。
交流電源切替操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	-			状況可能な要員により対応する。
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧 操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	-			状況可能な要員により対応する。
原子炉格納容器内水素濃度監視	0A) A	0A) A	-	-	-	-	-			測定実施
常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機)	0A) A	0A) A	-	-	-	-	-	10分		
常設代替交流電源設備運転 (第一ガスタービン発電機)	0A) A	0A) A	-	-	-	-	-	0分		
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 受電準備操作	0A) B	0A) B	-	-	-	-	-	10分		
	-	-	0A) C,D E,F	0A) A,F	-	-	-	10分		
	-	-	0A) E,F	0A) A,F	-	-	-	10分		
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 受電準備操作	0A) B	0A) B	-	-	-	-	-	0分		
	-	-	0A) C,D	0A) A,F	-	-	-	0分		
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 C系 受電準備操作	0A) B	0A) B	-	-	-	-	-	10分		
	-	-	0A) E,F	0A) A,F	-	-	-	10分		
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 C系 受電準備操作	0A) B	0A) B	-	-	-	-	-	0分		
	-	-	0A) E,F	0A) A,F	-	-	-	0分		
非常用ガス格納系 運転確認	0A) A	0A) A	-	-	-	-	-	0分		測定実施
低圧代替注水系(常設) 準備操作	0A) A	0A) A	-	-	-	-	-	10分		全炉活動の電源設備からの電源供給確保の作業を実施する。
	-	-	0A) E,F	0A) A,F	-	-	-	10分		
低圧代替注水系(常設) 注水操作	0A) A	0A) A	-	-	-	-	-			最終的な注水確認、原子炉注水格納容器レベル監視
代替格納容器スプレッド系(常設) 操作	0A) A	0A) A	-	-	-	-	-			原子炉注水格納容器レベル監視
中央監視室異常監視 (解析上考慮せず)	0A) B	0A) B	-	-	-	-	-	10分		異常発生時の対応確認は対応作業中の確認不能・不明発生時の対応、及び作業に留意する。
中央監視室 圧力調整 (中央監視室可搬型圧化空調機プロユニット起動) (解析上考慮せず)	-	-	0A) C,D	0A) A,F	-	-	-	10分		状況可能な要員により対応可能な場合は確認して調整作業を実施する。
中央監視室待避室の準備操作 (解析上考慮せず)	0A) B	0A) B	-	-	-	-	-	10分		異常発生時に対応する。
	-	-	-	0A) A,F	-	-	-	10分		異常発生時に対応する。
格納容器蒸気圧入操作 (解析上考慮せず)	-	-	0A) E,F	0A) A,F	-	-	-			格納容器レベルに合わせた実施

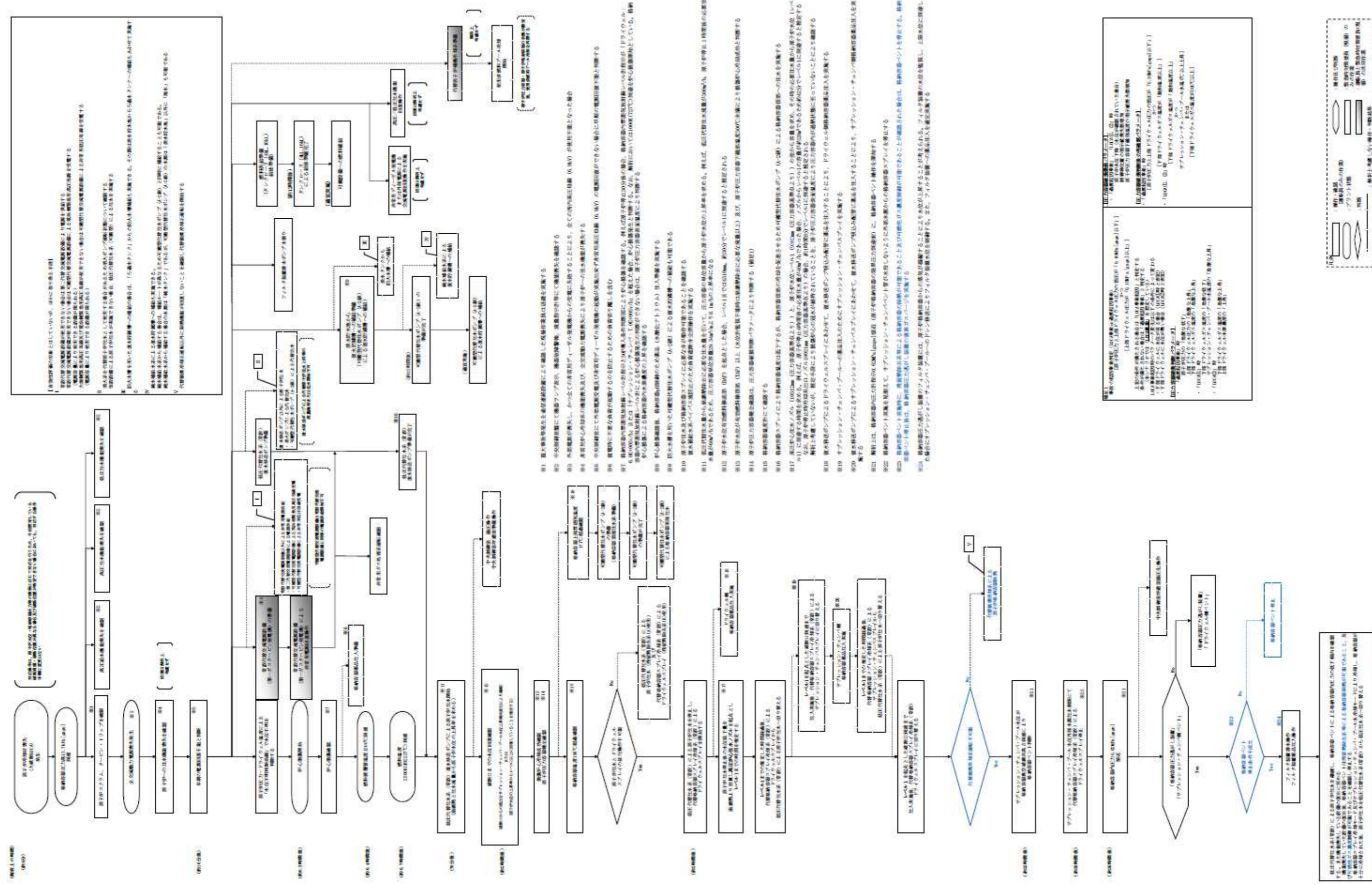
第 7.2.1.2-6 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間
(代替循環冷却系を使用する場合) (1/2)

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

静荷気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）							経過時間（時間）													備考				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）													備考			
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対応員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		28	30	32
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> <p>● 緊急時対応員 ● 緊急時対応員 ● 緊急時対応員</p> </div> <div style="width: 45%;"> <p>● 緊急時対応員 ● 緊急時対応員 ● 緊急時対応員</p> </div> </div>																
低圧代替水（常設） 出水操作	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 高圧格納容器 投入準備	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
代替循環冷却スプレッド冷却系（常設） 始動	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 高圧格納容器 スプレッド冷却	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
非常用ガス処理系による原子炉格納容器注水	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 原子炉格納容器注水	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
原子炉冷却水（解熱上考慮せず）	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 可動型代替水ポンプ（A-2機）による原子炉冷却水	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													緊急時対応員を確保して対応する			
可動型代替水ポンプ（A-2機）による冷却水配管から復水貯留槽への給水	-	-	-	-	-	8人 (4人, 4人)	- 放射線防護設備稼働 / 整備 - 可動型代替水ポンプ（A-2機）による冷却水配管からの給水 - 可動型代替水ポンプ（A-2機）稼働、ホース巻取（可動型代替水ポンプ（A-2機）から巻取機（C）へホース巻取） - 可動型代替水ポンプ（A-2機）による復水貯留槽への給水	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
給水準備	-	-	-	-	-	2人 (2人)	- 緊急時対応員からタンクカー（4K1）への給水	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													タンクカー（4K1）稼働に応じて復水貯留槽タンクから給水			
給水作業	-	-	-	-	-	2人 (2人)	- 第一ガスステーション受電機用燃料タンクへの給水	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													復水作業			
格納容器ベント調整操作（解熱上考慮せず）	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 格納容器ベント調整	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													緊急時対応員を確保して対応する			
代替原子炉格納冷却系 準備操作	-	-	(2人) a, b	(2人) c, d	-	-	- 高圧格納容器 - 代替原子炉格納冷却系 準備系稼働 - 放射線防護設備稼働 / 整備	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
給水準備	-	-	-	-	-	13人 (8人, 5人)	- 高圧格納容器 - 代替原子炉格納冷却系 準備系稼働 - 放射線防護設備稼働 / 整備	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
給水作業	-	-	-	-	-	2人 (2人)	- 緊急時対応員からタンクカー（4K1）への給水 - 第一ガスステーション受電機用燃料タンクへの給水	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													復水作業			
代替原子炉格納冷却系 運転	-	-	-	-	-	13人 (8人, 5人)	- 代替原子炉格納冷却系 運転系稼働	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													復水作業			
原子炉格納容器内水素・酸素濃度計（CAMS）再起動	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 原子炉格納容器内水素・酸素濃度計（CAMS）再起動	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													100%稼働操作後、代替循環冷却系稼働操作を実施し、復水貯留槽格納容器内可動型代替水ポンプを稼働させる			
低圧代替水（可動型）による原子炉注水 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) e, f	-	-	- 高圧格納容器 - 可動型代替水ポンプ（A-2機）による原子炉への注水準備	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
代替循環冷却系 準備操作（系統構成1）	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 代替循環冷却系 準備系稼働 - 代替原子炉格納冷却系 準備系稼働 - 放射線防護設備稼働 / 整備	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
代替循環冷却系 準備操作（系統構成2）	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 原子炉注水 / 格納容器スプレッド冷却器稼働 - 復水貯留槽ポンプ稼働 - 代替循環冷却系 準備系稼働 - 放射線防護設備稼働 / 整備	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													100% 原子炉注水 100% 格納容器スプレッド冷却器稼働 100% 復水貯留槽ポンプ稼働 100% 代替循環冷却系 準備系稼働			
低圧代替水（可動型）による原子炉への注水	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 低圧注水 投入準備 - 原子炉注水稼働	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
代替循環冷却系 運転開始	(2人)	(2人)	-	-	-	-	- 復水貯留槽ポンプ稼働 - 低圧注水投入、格納容器スプレッド冷却器稼働	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]																
代替循環冷却系 運転状態監視	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 代替循環冷却系による原子炉注水監視、原子炉格納容器の状態監視	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													復水作業			
非常用燃料プール冷却 再開（解熱上考慮せず）	(1人)	(1人)	-	-	-	-	- 非常用燃料プール冷却系 再開準備 - 非常用燃料プール冷却系 稼働	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													非常用燃料プール冷却（7代）以下同時 緊急時対応員を確保して対応する			
給水準備	-	-	-	-	-	2人	- 放射線防護設備稼働 / 整備 - 緊急時対応員からタンクカー（4K1）への給水	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													タンクカー（4K1）稼働に応じて復水貯留槽タンクから給水			
給水作業	-	-	-	-	-	2人	- 可動型代替水ポンプ（A-2機）への給水	[Gantt chart showing activity from 18 to 20 hours]													復水作業			

第 7.2.1.2-6 図 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）(2/2)

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



第 7.2.1.3-4 図 「素囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要
(代替循環冷却系を使用しない場合)

霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）							経過時間（分）		備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（分）		
	責任者	当直部長		1人		中央監視				
	指揮者	0号	当直部長	1人	緊急時対応本部連絡			各号炉運転操作係		
連絡連絡者	緊急時対応本部委員		5人		中央監視室連絡		緊急時対応本部			
運転員		運転員		緊急時対応委員						
6号		7号		6号		7号				
状況判断	2A 6.9	2A 6.9	-	-	-	-	-	10分	炉内温度の全般的監視 炉内温度の監視 炉内圧力監視	炉内温度の監視は、炉内温度計の異常値により検知する。
交流電源回復操作 （解析上考慮せず）	-	-	-	-	-	-	-	-	炉内圧力監視	炉内圧力監視は、炉内圧力計の異常値により検知する。
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧 操作 （解析上考慮せず）	-	-	-	-	-	-	-	-	炉内圧力監視	炉内圧力監視は、炉内圧力計の異常値により検知する。
原子炉格納容器内水素濃度監視	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	-	炉内圧力監視	炉内圧力監視は、炉内圧力計の異常値により検知する。
常設代替交流電源設備準備操作 （第一ガスタービン発電機）	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	第一ガスタービン発電機 起動	
常設代替交流電源設備運転 （第一ガスタービン発電機）	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	第一ガスタービン発電機 発電	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 受電準備操作	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	非常用高圧母線 D系 受電準備（中央監視室）	
	-	-	4A 6.9 6.9	4A 6.4 6.4	-	-	-	10分	燃料供給調整準備/調整	
	-	-	0A 8.9	0A 8.4	-	-	-	10分	炉内圧力監視	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 受電操作	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	非常用高圧母線 D系 受電	
	-	-	0A 6.9	0A 6.4	-	-	-	10分	非常用高圧母線 D系 受電	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 C系 受電準備操作	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	非常用高圧母線 C系 受電準備（中央監視室）	
	-	-	0A 8.9	0A 8.4	-	-	-	10分	炉内圧力監視	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 C系 受電操作	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	非常用高圧母線 C系 受電	
	-	-	0A 8.9	0A 8.4	-	-	-	10分	非常用高圧母線 C系 受電	
非常用ガス処理系 運転確認	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	非常用ガス処理系 運転確認	
	-	-	-	-	-	-	-	10分	炉内圧力監視	
低圧代替注水系（常設） 準備操作	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	低圧代替注水系（常設） 準備操作	炉内圧力監視は、炉内圧力計の異常値により検知する。
	-	-	0A 8.9	0A 8.4	-	-	-	10分	炉内圧力監視	
低圧代替注水系（常設） 注水操作	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	-	炉内圧力監視	炉内圧力監視は、炉内圧力計の異常値により検知する。
代替格納容器スプレィ希釈系（常設） 操作	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	-	炉内圧力監視	炉内圧力監視は、炉内圧力計の異常値により検知する。
中央監視室例証係 （解析上考慮せず）	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	中央監視室例証係の点検	中央監視室例証係の点検は、炉内圧力計の異常値により検知する。
中央監視室 圧力調整 （中央監視室可動型換気装置プロ セスユニット起動） （解析上考慮せず）	-	-	0A 6.9	0A 6.4	-	-	-	10分	中央監視室可動型換気装置プロ セスユニット起動	中央監視室可動型換気装置プロ セスユニットの起動は、炉内圧力計の異常値により検知する。
中央監視室待避室の準備操作 （解析上考慮せず）	0A 8	0A 8	-	-	-	-	-	10分	中央監視室待避室の準備操作	
	-	-	-	0A 6.4	-	-	-	10分	炉内圧力監視	
格納容器スプレィ注入操作 （解析上考慮せず）	-	-	0A 8.9	0A 8.4	-	-	-	-	炉内圧力監視	炉内圧力監視は、炉内圧力計の異常値により検知する。

第 7.2.1.3-5 図 「霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間
（代替循環冷却系を使用しない場合）(1/2)

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

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しい事故シーケンスは、「水位低下」に対しては「LOCA（LOCA後の注水失敗による炉心損傷）」、「過圧」に対しては「全交流動力電源喪失」、「過温」に対しては「LOCA」が、事象進展の早さ又は頻度の観点で支配的である。「LOCA」に属する事故シーケンスのうち、事象進展の早さ及び必要な設備容量の観点から、「大破断 LOCA」を起因とし、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定し、「全交流動力電源喪失」と従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮することを確認した。</p> <p>② 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定する。これは、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇並びに時間余裕の観点から、原子炉格納容器への冷却材流出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、ECCS 注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質量の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは、過圧破損に対しては「全交流動力電源喪失」、過温破損に対しては「LOCA」であり、評価事故シーケンスの代表性の観点から、全交流動力電源喪失と LOCA との重畳を考慮する。さらに、全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> <p>(参考：PRAでの評価事故シーケンス選定結果)</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。頻度の観点で PDS を見ると、過圧破損では、長期 TB 及び TBU を PDS とした格納容器破損頻度が全体の約 50%を占めており、過温破損では、LOCA を PDS とした格納容器破損頻度が全体の 50%以上を占めている。対策の観点では過圧破損に対しては原子炉格納容器の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。</p> <p>以上の観点を総合的に考慮すると、LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するため PDS として、LOCA を選定し、これに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。</p> <p>LOCA に属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備容量の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「6.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定する。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2)(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は以下とおりであることを確認した。</p> <p>炉心における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱 ・ 燃料棒内温度変化 ・ 燃料棒表面熱伝達 ・ 燃料被覆管酸化 ・ 燃料被覆管変形 ・ 沸騰・ボイド率変化 ・ 気液分離・対向流 <p>原子炉圧力容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS 注水（給水系・代替注水設備を含む）

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器内 FP 挙動 原子炉格納容器における重要現象： <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器各領域間の流動 ・ サプレッション・プール冷却 ・ 気液界面の熱伝達 ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・ スプレイ冷却 ・ 放射線水分解等による水素・酸素発生 ・ 格納容器ベント ・ 原子炉格納容器内 FP 挙動 具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。
(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。	(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、サプレッション・チェンバ・プール水冷却などの現象を取り扱うことができる MAAP を用いる」ことを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。
(有効性評価ガイド) 3.2.1 有効性評価の手法及び範囲 (1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。 (3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。 3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。	3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。

(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属－水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。</p> <p>(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。</p> <p>(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。</p> <p>(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮する。</p> <p>(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 格納容器スプレイ代替注水設備</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1) (i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。その理由として、(1)1)(i)①にあるとおり、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱等の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>・ 原子炉格納容器の過圧の観点から、原子炉格納容器自由体積やヒートシンクの設定を確認</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として大破断 LOCA を仮定し、原子炉圧力容器内の保有水量並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度を厳しく評価するため、破断箇所は残留熱除去系の吸込配管とすることを確認した。安全機能の喪失に対する仮定として、非常用炉心冷却系の機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失との重畳を考慮する。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度の評価においては、炉心損傷時のジルコニウム-水反応による水素発生及び化学反応熱を考慮することを確認した。なお、本評価事故シーケンスは、PRA の評価で選定した評価事故シーケンスと一致していないが、その理由は(1)1)(i)①に示すとおり。</p> <p>② 「第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱、原子炉圧力/水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず考慮していることを確認。</p> <p>② 熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮していることを確認。</p> <p>④ 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮していることを確認。</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 3.2.3 にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 解析コード MAAP においては、崩壊熱による水蒸気の発生や金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を炉内、炉外でモデル化しているため、これらを考慮できることを確認した。</p> <p>② 解析コード MAAP においては、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生をモデル化しているため、これを考慮できることを確認した。</p> <p>③ 解析コード MAAP においては、原子炉格納容器内の各区画において、液相、気相の質量、比体積の増減を模擬できるため、これを考慮していることを確認した。</p> <p>④ 本評価事故シーケンスにおいて水素燃焼は発生しない。</p> <p>⑤ 水素の発生については、MAAP では水の放射線分解を取り扱わないが、別途評価したところ、原子炉格納容器内の圧力が最高値となる時点（代替循環冷却系を使用する場合は事象発生から約 12 時間後、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は同約 38 時間後）において、水の放射線分解で発生した水素及び酸素が原子炉格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合は 1%以下（事象発生から約 12 時間後）又は 2%以下（事象発生から約 38 時間後）であり、これらを考慮しても原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することがないことを確認した。酸素の発生については、ジルコニウム-水反応及び放射線分解を考慮しても、格納容器の不活性化により酸素濃度が燃焼条件に到達しないことを「水素燃焼」において確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第 37 条 2-3(c) にしたいが、Cs-137 の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p>	<p>(iv) Cs-137 の放出量評価に関する条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象発生まで、定格出力の 100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の放出割合を確認。 (BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>③ 原子炉格納容器→原子炉建屋への漏えい量の評価条件を確認。</p> <p>④ 原子炉建屋→環境への漏えい条件を確認。</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>② Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサブプレッション・チェンバ・プールでのスクラビングによる効果を考慮することを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じた設計漏えい率を用いることを確認した。</p> <p>④ 非常用ガス処理系により原子炉建屋の負圧が達成されるまでの約 40 分間は、原子炉建屋に漏えいした全量が大気に放出されるものとすることを確認した。 格納容器圧力逃がし装置の粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とすることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替低圧注水、代替原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器ベントに関する流量等の設定を確認。 代替原子炉補機冷却系の除熱特性を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>2) (i) 機器条件として、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプの注水特性に従うものと</u>し（設計値として最大 300m³/h）、<u>水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。復水移送ポンプを用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 140m³/hとする。代替循環冷却系による循環流量は、原子炉格納容器からの除熱に必要な量を考慮して約 190m³/hとする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第 7.2.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用しない場合）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による注水流量</u>：原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた復水移送ポンプ 2 台の注水特性に従うものとする（設計値として最大 300 m³/h）。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系の流量</u>：原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 140 m³/h とする。</p> <p><u>代替循環冷却系の流量</u>：原子炉圧力容器への注水に約 90 m³/h、格納容器スプレイに約 100 m³/h で流量を配分し、注水及びスプレイを同時に実施する。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の流量</u>：格納容器圧力が 0.62 MPa[gage]における最大排出流量 31.6 kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積 50%開）にて原子炉格納容器からの除熱を実施する。</p> <p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注水機能、低圧注水機能、格納容器スプレイ機能、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能等について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確</p>	<p>3) (i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>常設代替交流電源設備による給電及び受電</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は号炉あたり、中央制御室運転員 2 名、現場運転員 4 名であり、第一 GTG 起動に 10 分、給電に 5 分、D 系受電操作に 5 分、C 系受電前準備に 25 分、C 系受電操作に 5 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による低圧注水</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>成立性において、本操作に係る要員は号炉あたり、中央制御室運転員2名、現場運転員2名であり、通信手段確保及び電源確認に8分、バイパス流防止処置及びポンプ起動に2分、系統構成に1分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器スプレイ：「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は号炉あたり、中央制御室運転員2名、現場運転員2名であり、通信手段確保及び電源確認に10分、バイパス流防止及びポンプ起動に5分、系統構成に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保（代替循環冷却系を使用する場合）：「技術的能力1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は号炉あたり、中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び緊急時対策要員13名であり、熱交換ユニット他移動に90分、主配管（可搬型）等の接続に5時間を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系を使用する場合）：「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は号炉あたり、中央制御室運転員2名、現場運転員4名であり、移動及び系統構成（1回目）に60分、復水移送ポンプ停止及び系統構成に5分、系統構成（2回目）に20分、ポンプ起動及び注水開始に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）：「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は号炉あたり、中央制御室運転員2名、現場運転員2名であり、移動及び電源確保に15分、系統構成及びベント開始に10分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 常設代替交流電源設備による給電及び受電：事象発生から約25分後に常設代替交流電源設備による給電を開始することを確認した。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による低圧注水：低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作を考慮し、事象発生から70分後とすることを確認した。開始が遅れたとしても、約90分後までに注水すれば原子炉圧力容器の健全性を維持でき、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器スプレイ：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の温度が約190℃又は圧力が0.465MPa[gage]に到達した場合に実施することを確認した。スプレイ開始が約20分遅れたとしても、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系を使用する場合）：代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し、事象発生から約22.5時間後とすることを確認した。技術的能力1.7に示されている代替原子炉補機冷却系の系統構成に要する時間（9時間）、代替循環冷却系の系統構成に要する時間（90分）に対して、有効性評価では代替原子炉補機冷却系の準備に代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約22.5時間後であることから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）：格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱は、二次隔離弁の開操作及び一次隔離弁の現場開操作に要する時間を考慮し、原子炉格納容器内の圧力が0.62MPa[gage]を超えないように実施することを確認した。格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約38時間後であることから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水供給：本操作は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>2-4 上記2-3(f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。</p> <p>(a) 原子炉格納容器の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>起回事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ サプレッション・チェンバ・プール水位 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、「7.2.1.2.2 有効性評価の結果（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合）」、「7.2.1.3.2 有効性評価の結果（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用しない場合）」により、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損のおそれに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-7図、第7.2.1.2-11図及び第7.2.1.2-12図より、原子炉水位が急激に低下するとともに原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇していることから、原子炉格納容器内で大破断LOCAが発生していることを確認した。 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合： 第7.2.1.3-6図、第7.2.1.3-10図及び第7.2.1.3-11図より、原子炉水位が急激に低下するとともに原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇していることから、原子炉格納容器内で大破断LOCAが発生していることを確認した。</p> <p>③ 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-8図より、低圧代替注水系（常設）及び可搬型代替注水ポンプによる注水量、代替格納容器スプレイ冷却系によるスプレイ流量、代替循環冷却系による注水量及びスプレイ流量が示され（約22.5時間後）、これらの重大事故対処設備が作動していることを確認した。 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合： 第7.2.1.3-7図より、低圧代替注水系（常設）及び可搬型代替注水ポンプによる注水量、代替格納容器スプレイ冷却系によるスプレイ流量が示され、また、第7.2.1.3-12図において、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mに接近した時点で格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施していることが示され（約38時間後）、これらの重大事故対処設備が作動していることを確認した。</p> <p>④ 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-7図より、低圧代替注水系（常設）による注水により原子炉水位が回復することを確認した。第7.2.1.2-11図及び第7.2.1.2-12図により、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が緩和されていること、事象発生22.5時間後以降は代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が抑制され低下傾向にあることを確認した。 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合： 第7.2.1.3-6図より、低圧代替注水系（常設）による注水により原子炉水位が回復することを確認した。第7.2.1.3-10図及び第7.2.1.3-11図により、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が緩和されていること、格納容器圧力逃がし装置による減圧及び除熱により原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下傾向になることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器圧力</p> <p>② 原子炉格納容器温度</p> <p>③ 環境へのCs-137の放出量</p> <p>※ DGH、FCI、水素燃焼、MCCIに関する評価項目は、各破損モードの有効性評価で確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、次のとおりであることを確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約18分後にPCTが約727°Cに到達するが、事象発生から約25分後に常設代替交流電源設備による給電を開始し、事象発生から約70分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約22.5時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約0.60MPa[gage]、最高温度は約165°Cに抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。水素及び酸素の総発生量に対し、水の放射線分解による発生量は1%以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはないことを確認した。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合：</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源の機能が喪失するため、原子炉水位が急速に低下し炉心が露出することから、事象発生から約 18 分後に PCT が約 727°C に到達するが、事象発生から約 25 分後に常設代替交流電源設備による給電を開始し、事象発生から約 70 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 38 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.62MPa [gage]、最高温度は約 165°C に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっている。水素及び酸素の総発生量に対し、水の放射線分解による発生量は 2% 以下であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはないことを確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合： 第 7.2.1.2-11 図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約 12 時間後に最高値 0.60MPa [gage] に到達するが、評価期間を通じて最高使用圧力の 2 倍（2Pd）を下回っていることから、評価結果は基準を満足することを確認した。 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合： 第 7.2.1.3-10 図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約 38 時間後に最高値 0.613MPa [gage] に到達するが、評価期間を通じて最高使用圧力の 2 倍（2Pd）を下回っていることから、評価結果は基準を満足することを確認した。</p> <p>② 代替循環冷却系を使用する場合： 第 7.2.1.2-12 図にあるとおり、原子炉格納容器温度は約 12 時間後に最高値 165°C に到達するが、評価期間を通じて 200°C を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。なお、事象発生から約 41 分後に原子炉格納容器気相部温度が約 207°C に到達するが、このときの原子炉格納容器バウンダリ温度は約 144°C であることを確認した。 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合： 第 7.2.1.3-11 図にあるとおり、原子炉格納容器温度は約 12 時間後に最高値 165°C に到達するが、評価期間を通じて 200°C を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>③ 代替循環冷却系を使用する場合： 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 15TBq であり、100TBq を下回っていることを確認した。 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合： 原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 14TBq である。これに加え、格納容器圧力逃がし装置を経由して原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、サプレッション・チェンバ側からベントした場合は 7 日間で約 1.4×10^{-3} TBq、ドライウエル側からベントした場合は 7 日間で約 2.0TBq となる。原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で最大約 16TBq であり、100TBq を下回っていることを確認した。</p>
(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。	(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (a)、(b) 及び (c) を満足していることを確認した。具体的には、第 7.2.1.2-11 図及び第 7.2.1.2-12 図（代替循環冷却系を使用する場合）並びに第 7.2.1.3-10 図及び第 7.2.1.3-11 図（代替循環冷却系を使用せず、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）に示されるとおり、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が抑制され、原子炉格納容器圧力・温度は 2Pd、200°C を下回っていることから、初期の格納容器破損防止対策（代替格納容器スプレイ冷却系）により格納容器の破損を防止できていることを確認した。また、格納容器破損モード「水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認した。さらに、水素及び酸素の総発生量に対し、水の放射線分解による発生量は 1% 以下又は 2% 以下（代替循環冷却系を使用する場合又は格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはないこと、格納容器破損モード「水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認していることにより、評価項目 (g) を満足していることを確認した。
(有効性評価ガイド)	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>事象発生7日以降も含めて環境へのCs-137の放出量を確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うことにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は低下傾向となり、安定状態となることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約22.5時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約0.60MPa[gage]、最高温度は約165°Cに抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっていることを確認した。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合：</p> <p>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約38時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.62MPa[gage]、最高温度は約165°Cに抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は下降傾向が維持されており、安定状態となっていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

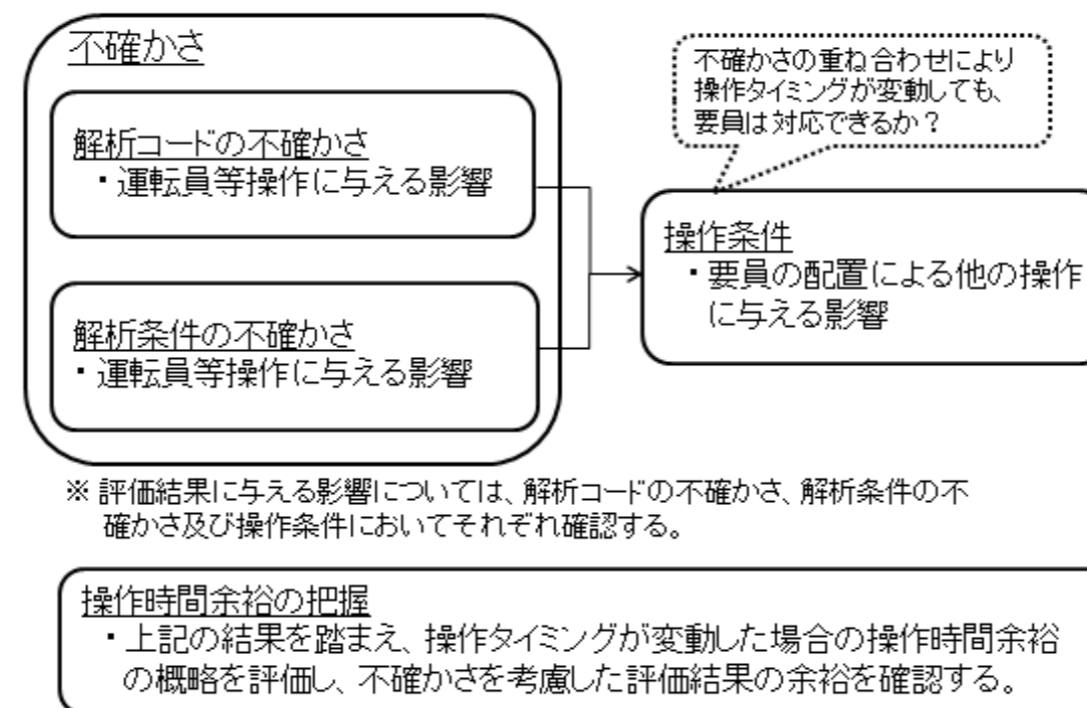
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（常設代替交流電源設備からの受電操作を含む。）、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作であることを確認した。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、常設代替交流電源からの受電までの時間の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（早くなる/遅くなる）。代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、炉心冠水後に原子炉格納容器の温度が約190℃に到達する時刻の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさが運転員操作等に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1) (i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、<u>MAAPの原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。</u>これにより、MAAPの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAPの不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さいことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等操作に与える影響の具体的な確認内容は以下の通り。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAPについて、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動等の不確かさとして、HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、この解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 MAAPによる原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えたSAFERによる評価結果に比べ緩慢な挙動であると確認されているものの、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。 MAAPの炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故及びCORAX実験についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さいことが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、運転員等操作に与える影響はない。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心ヒートアップに関するモデルの不確かさを考慮した場合においても、燃料被覆管温度を操作開始の起点としていないこと等を確認し運転員等操作に与える影響はないこと並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動等の不確かさに関して、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、運転員等操作に与える影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、運転員等操作に与える影響はない又は小さいことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1) (i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>MAAPの原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。</u>これにより、MAAPの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAPについて、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動等の不確かさとして、HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、この解析で確認された不確かさは大きくなるものと推定される。しかしながら、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 MAAPの炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故及びCORAX実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさは、評価項目となるパラメータに影響を与えるものの、影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる、影響は小さい又は保守的な結果を与えることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度等</p> <p>③ 低圧代替注水系の流量</p> <p>④ 格納容器代替循環冷却系の流量（格納容器代替循環冷却系を使用する場合）</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の排出流量（格納容器圧力逃がし装置を使用する場合）</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>1) (i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定とすることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 炉心崩壊熱は、解析条件の 33GWd/t に対して最確条件は約 30GWd/t であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、操作手順（原子炉水位が破断口高さ到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切替えること）に変わりはないため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>③ 低圧代替注水系（常設）は、実際の注水量が解析条件より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であり、運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 代替循環冷却系は、実際の注水量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなり格納容器の圧力抑制効果は大きくなるが、操作手順に影響を及ぼさないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の流出流量は、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力の低下が早くなり、その後の圧力挙動も低く推移することになるため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度等</p>	<p>1) (i) 解析条件が評価結果に与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃焼度は、解析条件の 33GWd/t に対して最確条件では約 30GWd/t である。このため、実際の崩壊熱は小さくなり格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料 3.1.2.7）において、「原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない又は小さい」ことが示されている。</p> <p>③ 低圧代替注水系（常設）は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、燃料被覆管温度は低めの結果を与えることになるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>③ 低圧代替注水系の流量</p> <p>④ 格納容器代替循環冷却系の流量</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の排出流量</p>	<p>④ 代替循環冷却系は、注水特性として設計値を用いており、実際の注水量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなるとともに格納容器の圧力抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置は、本解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は格納容器ベント時のピーク圧力であり、ベント後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料3.1.2.7）において、「格納容器圧力逃がし装置の排出流量によらず、格納容器圧力の最大値は格納容器ベント時のピーク圧力であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない」ことが示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 常設代替交流電源設備からの受電後の低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から70分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間は早まり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。常設代替交流電源設備からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から約90分（解析上の開始時間に対して20分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水が開始できれば圧力容器は破損しない評価結果となり、注水とスプレイを継続することで炉心と格納容器を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約22.5時間後であることから十分な時間余裕があることを確認した。格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約38時間後であることから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（常設代替交流電源設備からの受電操作を含む）、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複はないことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、常設代替交流電源設備からの受電開始時間は、事象発生から70分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の受電開始時間は早まり、注水及びスプレイの開始時間も早まる。ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。常設代替交流電源設備からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から約90分（解析上の開始時間に対して20分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水が開始できれば圧力容器は破損しない評価結果となり、注水とスプレイを継続することで炉心と格納容器を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>常設代替交流電源の起動操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作時間は解析上の設定よりも早くなる可能性があり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。原子炉圧力容器への注水操作（常設代替交流電源設備からの受電操作を含む。）については、事象発生から約90分後（操作開始時間の20分程度の時間遅れ）までに開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され原子炉圧力容器は破損しない評価結果となる。このため、注水とスプレイを継続することで炉心と格納容器を冷却できることから、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料3.1.3.7）において、「注水操作が20分遅れた場合の解析により、損傷炉心は炉心位置に保持されリロケーションは発生しない」ことが示されている。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 常設代替交流電源設備による給電操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>③ 格納容器代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作が遅れた場合の影響について、<u>常設代替交流電源設備からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系(常設)の注水開始時間も遅れることとなるが、事象発生から約90分(解析上の開始時間に対して20分遅れ)までに原子炉圧力容器への注水が開始できれば圧力容器は破損しない評価結果となり、注水とスプレイを継続することで炉心と格納容器を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、事象発生から約90分後(操作開始時間の20分程度の時間遅れ)までに開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され原子炉圧力容器は破損しない。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合でも環境へのCs137の放出量は約16TBqであり、評価項目を満足することを確認した。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作については、事象発生から90分後(操作開始時間20分程度の遅れ)に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始した場合の解析では、格納容器スプレイ開始のタイミングは約2.3時間後であるため、現行の2時間に対して約20分程度の準備時間を確保できることから、時間余裕があることを確認した。 なお、補足説明資料(添付資料3.1.3.7)において、「注水操作が20分遅れた場合の解析により、スプレイ操作も約20分遅れるものの、損傷炉心は炉心位置に保持され、格納容器ベント開始時間に変わりはなく約38時間後となる」ことが示されている。</p> <p>③ 代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱操作については、除熱操作開始までの時間は事象発生から22.5時間後としているが、本操作が遅れたとしても、格納容器限界圧力に到達しないように、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを継続できる。サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止し、格納容器限界圧力0.62MPa[gage]に至るまでの時間は、事象発生約38時間であり、約15時間以上の余裕があることから、時間余裕があることを確認した。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱操作については、事象発生から約38時間後の操作であり、準備時間が確保されるため、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合： 本事故シーケンスにおいて、事象発生から10時間までの対応及び復旧作業に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて28名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は72名であり対応が可能である。また、事象発生から10時間以降に必要な参集要員は36名である。これに対して、10時間以内に発電所構外から参集可能な要員106名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合： 本事故シーケンスにおいて、事象発生から10時間までの対応及び復旧作業に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて28名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は72名であり対応が可能である。また、事象発生から10時間以降に必要な参集要員は20名である。これに対して、10時間以内に発電所構外から参集可能な要員106名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉から5号炉の運転員等も対処可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対処と1号炉から5号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備（号炉当たりの電力供給量：2,950kW、6号炉負荷：約1,104kW、7号炉負荷：約1,071kW）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料3.1.3.10）において「重大事故等対処全体に必要な電力ピーク値（6号炉：約1,195kW、7号炉：約1,153kW）に対して、常設代替交流電源設備（号炉当たり最大容量：3,600kW）であり、対応が可能である」ことが示されている。</p> <p>「重大事故等対処設備について」の補足説明資料において、「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量が200kVAであり必要負荷が約60kVAであること、及びモニタリング・ポスト用発電機の容量が40kVAであり必要負荷が約2.34kVAである」ことが示されている。</p>
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合： 本評価事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、号炉当たり約2,900m³（6号炉及び7号炉合わせて約5,800m³）である。これに対して、6号炉及び7号炉の復水貯蔵槽にそれぞれ約1,700m³、6号炉及び7号炉の共用設備である淡水貯水池に約18,000m³、合計約21,400m³</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合：</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、事象発生から低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、号炉当たり約7,400m³（6号炉及び7号炉合わせて約14,800m³）である。これに対して、6号炉及び7号炉の復水貯蔵槽にそれぞれ約1,700m³、6号炉及び7号炉の共用設備である淡水貯水池に約18,000m³、合計約21,400m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p> <p>また、低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系の水源は復水貯蔵槽であり、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を防火水槽に移送し、防火水槽から可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への給水を行うことで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となることを確認した。以降は、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の除熱を確立させるため、水の供給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>常設代替交流電源設備（6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約504kL、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ7日間給水した場合に必要な軽油量は号炉当たり約15kL、代替原子炉補機冷却系専用の電源車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は号炉当たり約37kL、代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は号炉当たり約11kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約13kLであり、6号炉及び7号炉合わせて合計約643kL必要である。これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約1,020kL、6号炉及び7号炉の共用設備である地下軽油タンクに約100kL、合計約2,140kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合：</p> <p>常設代替交流電源設備（6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約504kL、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ7日間給水した場合に必要な軽油量は号炉当たり約15kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約13kLであり、6号炉と7号炉合わせて、合計約547kL必要である。これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約1,020kL、6号炉及び7号炉の共用設備である地下軽油タンクに約100kL、合計約2,140kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のおり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3. 2-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3. 2-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3. 2-3
(3) 格納容器破損防止対策	3. 2-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3. 2-12
(1) 有効性評価の方法	3. 2-12
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3. 2-14
(3) 有効性評価の結果	3. 2-19
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3. 2-22
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3. 2-24
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3. 2-26
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3. 2-26
b. 操作条件	3. 2-27
(3) 操作時間余裕の把握	3. 2-28
4. 必要な要員及び資源の評価	3. 2-29
5. 結論	3. 2-30

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器直接加熱（HPME/DCH）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の7つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV ・ TQUX ・ LOCA ・ 長期 TB ・ TBU ・ TBP ・ TBD

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第2-3表 評価対象とするPDSの選定」）

2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	1.2×10 ⁻¹²	TQUV	—		<p>【事象進展緩和（減圧）の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 長期 TB は事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効な PDS であり、減圧までの時間余裕の観点では TQUX, TBD, TBU の方が厳しい。 ・ 高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU に PDS 選定上の有意な違いはない。 <p>以上より、最も厳しい PDS から、TQUX を代表として選定した。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>	TQUX
			TQUX	3.5×10 ⁻¹⁴	2.9		
			LOCA	—			
			長期 TB	1.1×10 ⁻¹²	96.4		
			TBU	4.7×10 ⁻¹²	0.4		
			TBP	—			
TBD	3.3×10 ⁻¹⁵	0.3					

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧するまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCIまたはMCCIの有効性評価の事象進展と同様となる。</p>	<p>1) 格納容器破損モード「HPME/DCH」は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」で確認した項目については、確認結果の欄に、「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気</u><u>が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器内の圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器破損に至る」ものであり、本格納容器破損モード内のPDSの特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに原子炉圧力容器の減圧を行う必要がある</u>ことを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、(原子炉圧力容器の破損までに)原子炉圧力容器を減圧する機能を挙げており、具体的には、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧手段を整備することを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一である。</p>

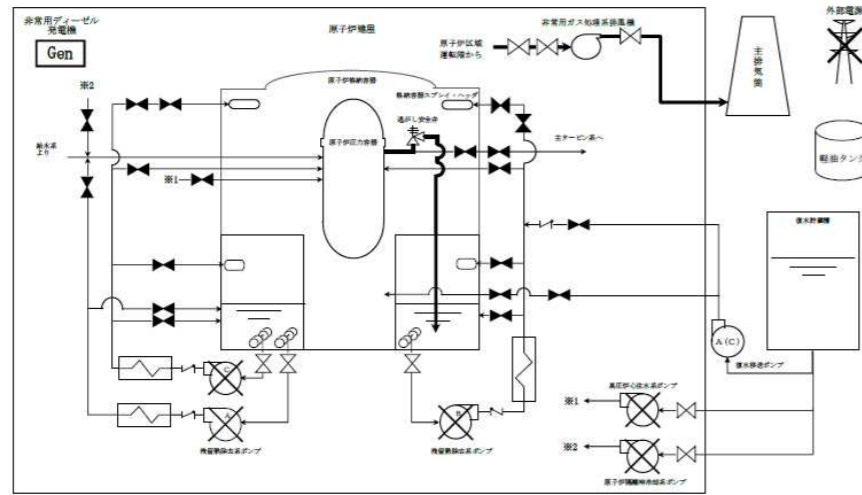
(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本格格納容器破損モードでは、非常用炉心冷却系等の原子炉圧力容器への注水機能の喪失、原子炉減圧の失敗、炉心損傷等を判断する必要がある。このための常設設備及びこれらに関連する計装設備が、「第7.2.2-1表「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」に示されており、原子炉水位計（SA）、原子炉水位計、原子炉圧力計（SA）、原子炉圧力計、格納容器内雰囲気放射線レベル計（D/W及びS/C）、格納容器内水素濃度計（SA）等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉圧力容器破損前までに逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧を実施する。</u>また、<u>逃がし安全弁の温度上昇を抑制するため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、逃がし安全弁、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、炉心損傷後の逃がし安全弁による原子炉圧力容器内の急速減圧に係る手順については、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」で整備されていることを確認した。また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するための代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に係る手順については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」で整備されていることを確認した。当該対策で用いる重大事故等対策設備として、逃がし安全弁、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.2.2-1表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時における重大事故等対策について」において整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合) 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧するまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCIまたはMCCIの有効性評価の事象進展と同様となる。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について「<u>溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)</u>」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一である。</p> <p>② 「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一である。</p> <p>③ 「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一である。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.2.2-1表「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 炉心損傷後の逃がし安全弁による原子炉圧力容器の急速減圧に係る計装設備として、原子炉水位計（SA）、原子炉水位計、原子炉圧力計（SA）、</p>

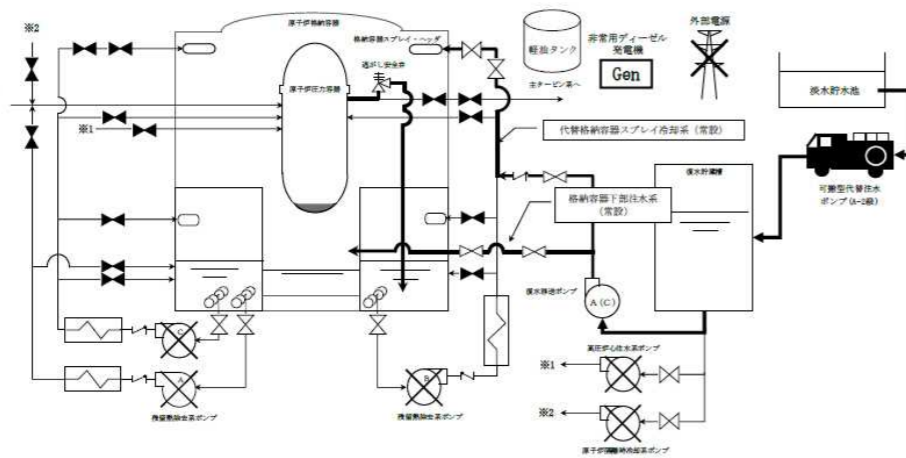
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 原子炉水位と原子炉圧力に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉圧力容器下鏡部の温度に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p>	<p>原子炉圧力計等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の先行水張り）に係る計装設備として、原子炉圧力容器下鏡部温度計、復水貯蔵槽水位（SA）計等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 逃がし安全弁の温度上昇を抑制するための代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に係る計装設備として、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）計、格納容器内圧力（D/W）計、格納容器内圧力（S/C）計等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>（v）初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>（BWR 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合）</p> <p>① 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧するまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCI またはMCCI の有効性評価の事象進展と同様となる。</p>	<p>（v）※格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>
<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>（vi）評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧/低圧注水機能回復操作 ・ 代替注水系起動（制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水、消火ポンプによる代替注水、可搬型代替注水ポンプによる代替注水） <p>② 「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>（vii）上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>（vii）上記（vi）で確認したとおり、本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.2.2-1 表 「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※格納容器破損防止対策では、この要求はない。（国内外の先進的な炉心損傷防止対策を以ってしても、炉心の著しい損傷が防止できないため、格納容器破損防止対策が必要となっている。）</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p>	<p>3)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 炉心損傷後の逃がし安全弁による原子炉圧力容器の急速減圧及び逃がし安全弁の温度上昇を抑制するための代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に関連する設備として、逃がし安全弁、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>(i)</p> <p>① 「第7.2.2-5 図「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii)</p> <p>① 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、「第7.2.2-5 図「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要」及び「7.2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p><u>高圧・低圧注水機能喪失</u>：原子炉隔離時冷却系系統流量計、高圧炉心注水系統流量計、残留熱除去系ポンプ吐出圧力計等により、非常用炉心冷却系の安全機能の喪失を確認する。</p> <p><u>炉心損傷</u>：格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で、格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当の10倍を超えた場合、又はCAMSが使用できない場合に原子炉圧力容器表面温度で300℃以上を確認した場合、炉心損傷と判断する。</p> <p><u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧の判断</u>：原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁2個を開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p><u>損傷炉心冷却未達成</u>：原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて燃料有効長頂部（TAF）未満、及び原子炉圧力容器下鏡部温度300℃未満により損傷炉心冷却未達成と判断する。</p> <p><u>損傷炉心冷却失敗</u>：原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて燃料有効長頂部（TAF）未満、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達及び、原子炉への注水不能により損傷炉心冷却失敗と判断する。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内冷却の判断（原子炉圧力容器破損前）</u>：原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達により溶融炉</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	心の下部プレナムへの移行を確認した場合に実施する。
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価において、高圧/低圧注水機能回復操作等には期待しないが実際には行う操作である。これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、現場において異なる作業を連続して行うことはないことを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間にに基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>

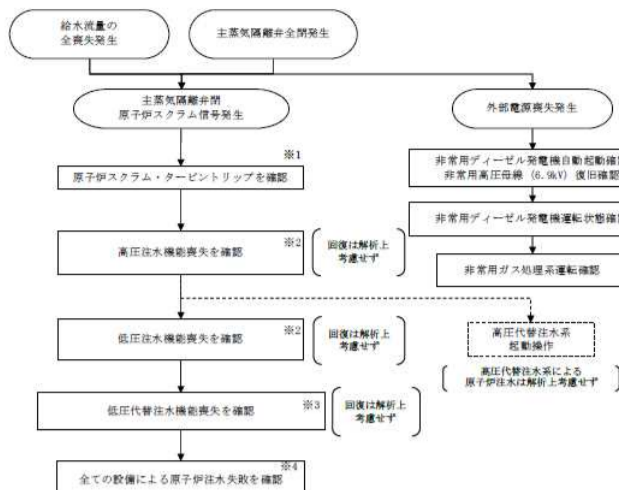


第 7.2.2-1 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等
対策の概略系統図（1/4）
（原子炉減圧）



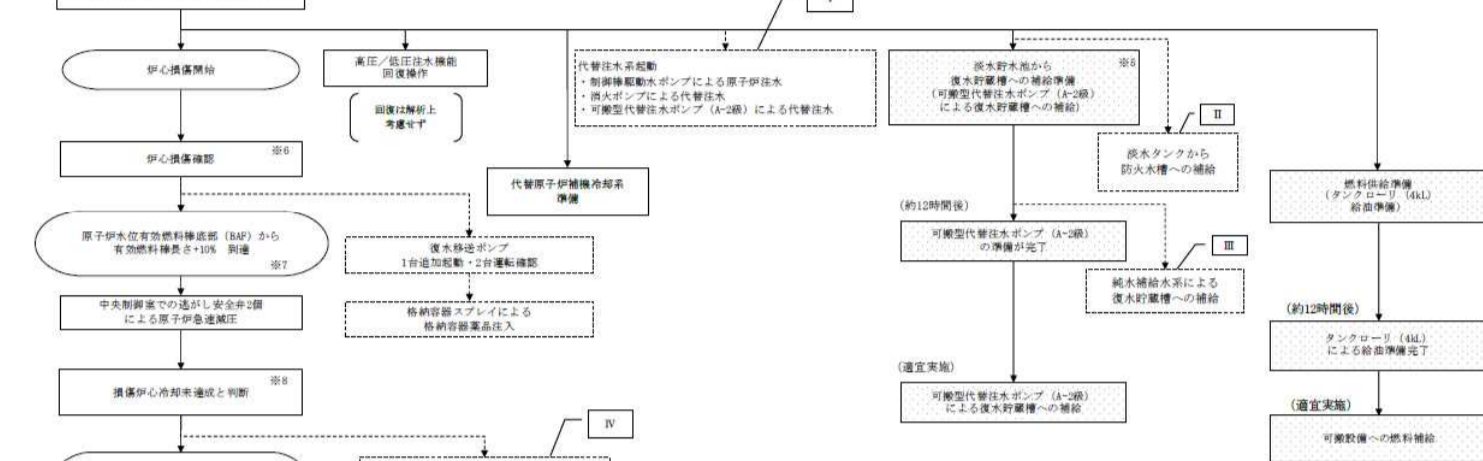
第 7.2.2-2 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等
対策の概略系統図（2/4）
（原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却
及び格納容器下部注水）

（解析上の時間）
（約0分）



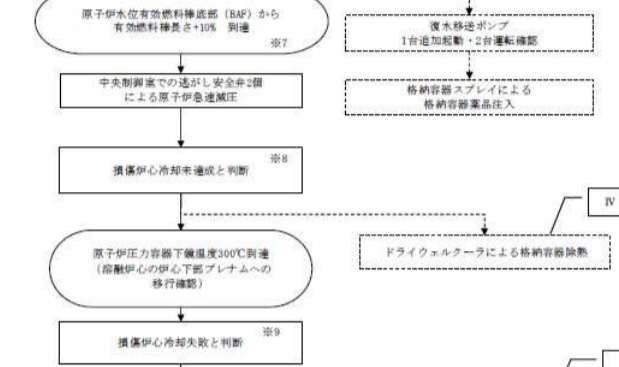
- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する
- ※2 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、流量指示計にて機能喪失を確認する
- ※3 代替原子炉注水弁（残熱除去系注水弁）動作不能により低圧代替注水系統機能喪失を確認する
- ※4 原子炉注水可能な系統がある場合は急減圧操作を実施する
- ※5 防火水櫃を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である
- ※6 格納容器内蒸気放射レベル計指示と50F導入条件判断により炉心損傷を確認する。例えば、原子炉停止1時間後の場合、格納容器内蒸気放射レベル計指示が「ドライウェル：4.5E+005v/h」または「サブプレッション・チェンバ：3.5E+005v/h」を超えた場合、炉心損傷発生と判断する。格納容器内蒸気放射レベル計による炉心損傷発生の判別ができない場合は、原子炉圧力容器表面温度により判断する
- ※7 「原子炉水位有効燃料棒底部（BAF）から有効燃料棒長さ+10%」とは、原子炉水位計（燃料域）にて-3340mmを示す
- ※8 原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて有効燃料棒底部（IAF）未満及び、原子炉圧力容器下部温度300℃未満により損傷炉心冷却未達成と判断する
- ※9 原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて有効燃料棒底部（IAF）未満、原子炉圧力容器下部温度300℃到達（溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認）及び、原子炉への注水不能により損傷炉心冷却失敗と判断する

（約1時間後）

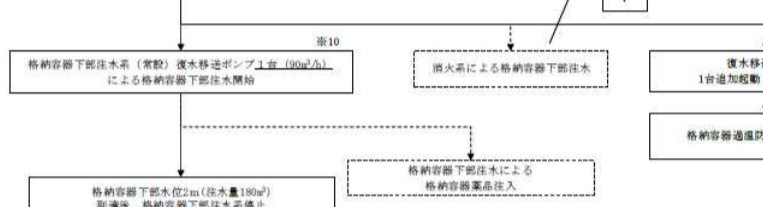


- ※10 格納容器下部注水に必要な弁が動作可能であることを確認する
復水補給水パイプ流防止のため負荷遮断安全閉鎖操作を実施する
- ※11 原子炉圧力容器下部温度300℃到達（溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認）により実施する
格納容器スプレイに必要な弁が動作可能であることを確認する
逃がし安全弁による原子炉内圧状態を維持するために格納容器過温防止スプレイを実施する
スプレイ流量は、格納容器過温抑制スプレイ流量(70m³/h)とする
- ※12 原子炉圧力容器健全確認は、圧力容器破損判断パラメータにより判断する（補足1）
- ※13 原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対する手続及び重大事故等対策は「3.1 費用対効果・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである

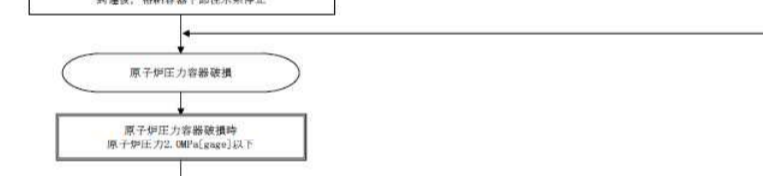
（約1.4時間後）



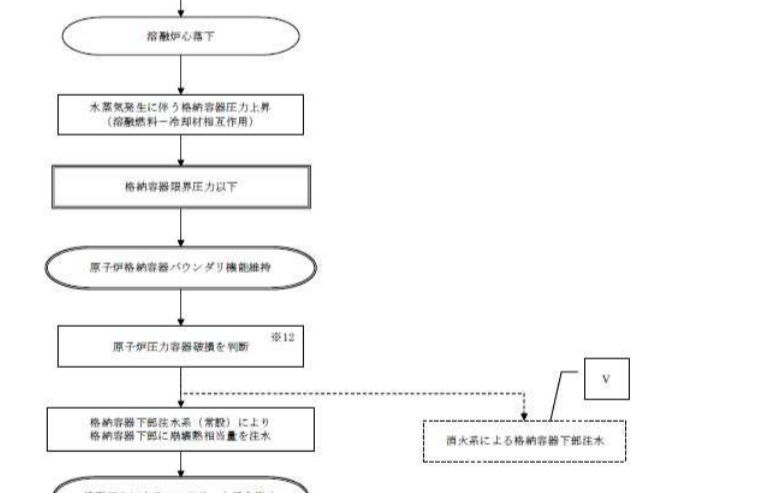
（約3.7時間後）



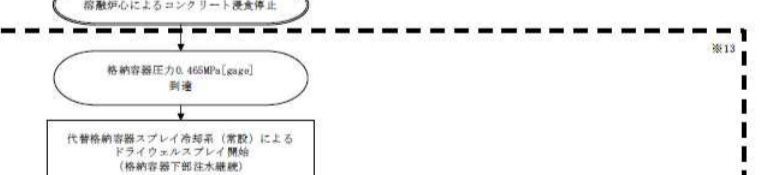
（約5.7時間後）



（約7時間後）



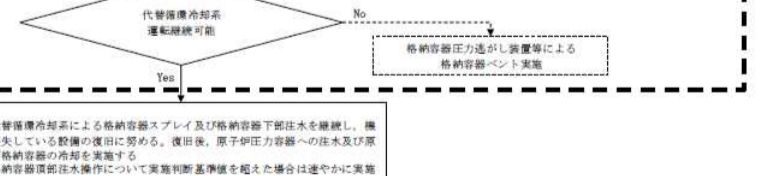
（約8時間後）



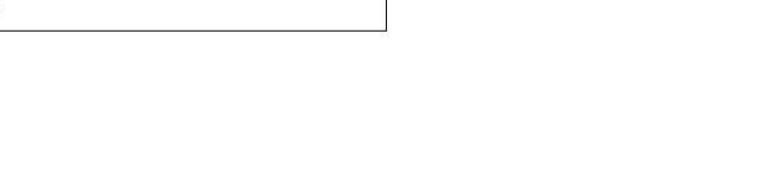
（約8時間後）



（約20時間後）



（20.5時間後）



【有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段】

I 炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御棒駆動ポンプが再稼働し、原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加稼働の準備も開始する

II 防火水櫃を用いた復水貯蔵槽への補給の場合は、「ろ過タンク」からの防火水櫃補給も実施できる。その際は防火水野池からの過水タンクへの補給もあわせて実施する

III 純水補給水による復水貯蔵槽への補給も実施できる
純水補給水から補給する場合は、補給ルートが異なるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同時に補給することも可能である
純水補給水から補給する場合は水源は「純水タンク」であるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の水源は「防火水野池」以外に「海水」も可能である

IV ドライウェルクーラ代替稼働を実施する

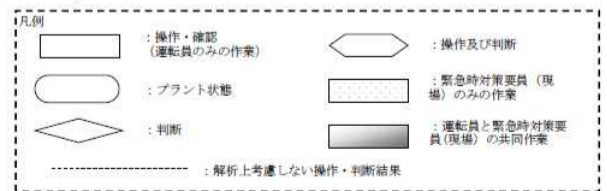
V 消火系による格納容器下部注水も可能である。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器下部注水も可能であり、この場合水源は防火水以外に海水も使用することが可能である

補足1
事故の起因事象判定（LOCA事象or過渡起因事象）
【原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa[gage]以下」かつ
【上部ドライウェル圧力が「0.15MPa[gage]以上」】
上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象発生」と判定する
条件が満たされない場合は「過渡起因事象」と判定する
（本シナリオでは「過渡起因事象」を想定している）
LOCA事象発現時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる
・下部ドライウェルに水位がある場合（LOCA①時と②時）
・下部ドライウェルに水位が無い場合（LOCA③時と④時）

【圧力容器破損判断パラメータ】
①「過渡起因事象」時
原子炉圧力の「急激な低下」
上部ドライウェル圧力の「急激な上昇」
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」
②「LOCA①」時
下部ドライウェルガス温度の「急激な低下」
サブプレッション・チェンバ・プール温度の「急激な上昇」
③「LOCA②」時
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」
上部ドライウェル水素濃度の「上昇」

【圧力容器破損判断後の再確認パラメータ】
①「過渡起因事象」、「LOCA①」②時
原子炉水位下降（水位が確認されていた場合）
制御棒位置の指示値喪失数増加
原子炉圧力容器下部温度の指示値喪失数増加

【圧力容器破損判断後の再確認パラメータ】
①「過渡起因事象」時
【原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa[gage]以下」かつ
【下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」】
②「LOCA①」②時
【下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」かつ
サブプレッション・チェンバ・プール温度が「90℃以上」かつ
または
【下部ドライウェルガス温度が300℃以上】



高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱							経過時間（時間）										備考											
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36									
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)																							
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																						
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) e, f	-	-	・高橋移動 ・代替原子炉補機冷却系 準備系統構成	30分																				
	-	-	-	-	※1 ↓ (13人) ↓ ※4, ※5	※1 ↓ (15人) ↓ ※4, ※5	・高橋移動 ・設備調整及びコース敷設、起動及び系統水張り	50分																				
前立準備	-	-	-	-	※4 ↓ (2人)	-	・格納タンクからタンクローリ（4L）への積荷	14分		タンクローリ（4L）積荷に応じて適宜格納タンクから積荷																		
前立作業	-	-	-	-	-	-	・電源室への前立 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への前立	適宜実施																				
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	※5 ↓ (2人)	※5 ↓ (3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適宜実施																				
代替格納容器冷却系 準備操作 (系統構成)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替格納容器冷却系 中央制御室系統構成	30分	この時間内に実施																			
	-	-	(4人) C, D E, F	(4人) e, f g, h	-	-	・高橋移動 ・代替格納容器冷却系 準備系統構成 (代替格納容器スプレイに影響のない範囲)	120分	この時間内に実施																			
原子炉格納容器下部注水系統操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水	原子炉格納容器下部に 積荷熱相対量を継続注水																				
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・格納容器スプレイ音操作	0.40～0.50MPa(g)で 常設スプレイ																				
代替格納容器冷却系 準備操作 (系統構成)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・戻水移送ポンプ停止 ・代替格納容器冷却系 中央制御室系統構成	30分																				
	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・高橋移動 ・代替格納容器冷却系 準備系統構成 (戻水移送確認済み)	30分																				
	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・高橋移動 ・代替格納容器冷却系 準備系統構成 (格納容器冷却系高圧注水系第一止め弁、第二止め弁)	30分																				
代替格納容器冷却系 運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・戻水移送ポンプ起動 ・格納容器スプレイ音、原子炉格納容器下部注水系統操作	5分																				
代替格納容器冷却系 運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替格納容器冷却系による原子炉格納容器の状態監視	適宜実施																				
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による戻水 貯水池から戻水貯蔵槽への積荷	-	-	-	-	※2 ↓ (4人)	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による戻水貯蔵槽への積荷	適宜実施																				
前立作業	-	-	-	-	※3 ↓ (2人)	-	・可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への前立	適宜実施																				
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	8人 (緊急要員2人)																							

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数

第 7.2.2-6 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(2/2)

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された（評価が）最も厳しいプラント損傷状態は、「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」（TQUX）であることを確認した。評価事故シーケンスは、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」を選定していることを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH発生）」を選定する。これは、PRAの手法により抽出されたシーケンスであり、時間余裕の観点から、事象進展が早く炉心損傷までの経過時間がより短くなるような過渡事象（給水流量の全喪失）を起因事象とし、原子炉圧力容器の破損時における原子炉圧力の厳しさの観点から、逃がし安全弁の再閉失敗がなく、高圧で維持される状態を想定するなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定していることを確認した。評価事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.2.3の着眼点を踏まえ、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」と「溶融燃料・コンクリート相互作用」においては、「高圧・低圧注水機能喪失」がプラント損傷状態であるが、原子炉圧力容器の損傷まで事象を進展させるために、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないと仮定した場合、事象進展及び運転員等の操作時間は本評価事故シーケンスと同じとなる。よって、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同じ評価事故シーケンス及び同じ設備・手順に基づく評価により各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認することを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における重要現象については、崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対抗流が挙げられており、原子炉圧力容器及び逃がし安全弁における重要現象として、逃がし安全弁における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損が挙げられていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「逃がし安全弁からの冷却材放出（臨界流・差圧流）、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損や溶融等を取り扱うことができるMAAPを用いる」ことを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コードの審査確認事項へ。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。</p> <p>1. Cs-137の放出量評価について</p> <p>1) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたがい、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量評価を実施しているか。</p> <p>※ Cs-137の放出量評価の条件については、「(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件」の「1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について」の1)の(iv)に記載している。</p>	<p>1) 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(2) 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接過熱</p> <p>a. 現象の概要 原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷すると、熔融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等による影響を考慮する。</p> <p>(c) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 非常用ディーゼル発電機にて格納容器下部注水系(常設)への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点では、厳しい設定となるように、外部電源はないものとすることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失の仮定は、「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一であるが、本格納容器破損モードに特に関連するものについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、給水流量は全喪失するものとしていることを確認した。追補Ⅱ「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」より、給水流量の全喪失は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止及びサポート系喪失と比較して事象進展が早いことから、余裕時間の観点で厳しいことを確認した。</p> <p>炉心損傷、更に原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させるため、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系の高圧注水</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>機能及び低圧注水機能）が喪失するだけでなく、重大事故等対処設備による原子炉注水機能（代替低圧注水機能）を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定していることを確認した。また、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能の喪失に伴い、自動減圧系（代替自動減圧系も含む）は作動しないものとすることを確認した。</p> <p>② 「第7.2.2-2表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力、原子炉水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等による影響を考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等は、考慮しないものとする。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたいがい、Cs-137の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の放出割合を確認。</p> <p>③ サプレッション・プール、格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>(iv)※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本評価事故シーケンスの機器条件は「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一であるが、本格納容器破損モードに特に関連する条件は</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等の操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>（BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逃がし安全弁の使用個数、容量を確認。 ・ 過熱蒸気が長時間にわたり逃がし安全弁を通過した場合、逃がし安全弁の開保持機能が維持できることを確認する。 	<p>以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出/格納容器直接加熱）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由について、本格納容器破損モードに特に関連するものは、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>逃がし安全弁：<u>原子炉圧力容器の減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2 個）の逃がし弁機能を使用し、1 個あたりの容量は設計値とする。</u></p> <p>※設計値：1 個あたり定格主蒸気流量の約 5%を処理</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）：<u>代替格納容器スプレイ冷却系の流量は、原子炉圧力容器の破損前は 70m³/h とする。</u></p> <p>補足説明資料（添付資料 3.2.1「高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について」）において、過熱蒸気が長時間にわたり逃がし安全弁を通過しても、開保持機能が維持されることの確実性について示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 3.2.1「高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について」）には、原子炉圧力容器の減圧中における環境を想定し、逃がし安全弁の本体部と補助作動装置の温度上昇を評価し、機能確認試験の結果との比較により、開保持機能を維持できることが示されている。さらに、原子炉圧力容器の減圧を継続している状況で、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により逃がし安全弁の温度上昇を抑制する手順とすることで、減圧中の開保持をより確実にする方針であることが示されている。</p>
<p>（ii）有効性評価ガイド 3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本評価事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している給水系、安全機能の喪失を仮定している原子炉隔離時冷却系並びに高圧炉心注水系、低圧注水系及び代替低圧注水系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[※]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が</p>	<p>3)</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、本格納容器破損モードと特に関連するものについて、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、逃がし安全弁による原子炉急速減圧及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）は中央制御室にのみで実施することを確認した。なお、「第 7.2.2-6 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 作業と所要時間」により、上記の本格納容器破損モードに関連する操作と同時に実施する現場操作は、有効性評価の解析上期待しない操作と他の格納容器破損モードと関連する操作であり、上記の本格納容器破損モードと関連する操作には影響しないことを確認した。</p> <p>高圧／低圧注水機能喪失 調査、復旧操作： 有効性評価の解析上期待しない操作であり、対応可能な要員により、適宜実施としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>妥当なものであることを確認。</p>	<p>原子炉格納容器薬品注入操作（格納容器スプレイにあわせた薬品注入）：有効性評価の解析上期待しない操作であり、本格納容器破損モードと関連する操作に対応する運転員とは別の運転員により実施するとしていることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器下部注水系 準備：本格納容器破損モードと関連する操作に対応する運転員とは別の運転員により実施するとしていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の急速減圧の操作は、<u>原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置（以下「BAF+10%」とする。）に到達した場合に実施する</u>ことを「第7.2.2-2表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」により確認した。また、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）は、<u>原子炉圧力容器の破損前は原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合に実施する</u>ことを「第7.2.2-2表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」により確認した。なお、操作余裕時間の評価については、「3.(3)操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>有効性評価（補足説明資料）（11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について）において、原子炉圧力容器への注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方を示されている。</p> <p>有効性評価（補足説明資料）（11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について）には、減圧開始のタイミングについては、原子炉圧力容器内の保有水により燃料を冷却する効果を期待するために原子炉減圧を遅らせること及びジルコニウム-水反応による水素発生量を抑制する観点から、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の10%上の位置に到達した時点で妥当であることが示されている。また、開放する逃がし安全弁の数が2個以上になると水素発生量に大きな違いがないこと及び炉内蒸気流量が少ないため燃料被覆管に対する負荷を軽減できる観点から、開放する弁数を2個とすることが妥当であることが示されている。</p> <p>③ 逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧操作は、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置）に到達時に実施する設定であることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）は、原子炉圧力容器の破損前は原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時に実施する設定であることを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異が考えられるため、「1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響」において、操作条件に対する不確かさの影響評価を確認する。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p>	
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一であるが、本格格納容器破損モードに特に関連する解析結果について確認している。</p> <p>① 「7.2.2.2(4)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.2.2-8図より、給水流量が全喪失し、逃がし安全弁からの蒸気流出により、原子炉水位が低下していることを確認した。</p> <p>③ 第7.2.2-7図より、逃がし安全弁開閉による原子炉圧力が制御されていること、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料長の長さの10%上の位置）に到達時において逃がし安全弁手動開操作が開始され原子炉圧力が急速減圧されていることを確認した。第7.2.2-12</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>対策の効果に関するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器圧力 <p>対策切替えの判断に関するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧し、原子炉圧力容器が破損するまでの期間においてするまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCIまたはMCCIの有効性評価の事象進展と同様となる。 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> トレンド図の変曲点については、説明を加えること トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること 図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など） 	<p>図より、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.2.2-7図より、逃がし安全弁による原子炉圧力容器内の急速減圧により、原子炉圧力容器が破損する際の原子炉圧力容器内圧力は2.0MPa [gage]以下となっていることから、原子炉格納容器内への高圧溶融物放出及びこれによる格納容器直接加熱を防止できていることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器圧力</p> <p>② 環境へのCs-137の放出量</p> <p>※ 原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展については、FCI、MCCIの有効性評価で確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>原子炉圧力容器への注水ができないことから、原子炉水位は急速に低下して炉心が露出し、事象発生から約1.0時間後に炉心損傷に至る。事象発生から約1.4時間後に、原子炉水位が「BAF+10%」に到達し、逃がし安全弁による減圧を実施することから、原子炉圧力容器破損の時点（事象発生から約7時間後）の圧力は約0.3MPa [gage]となり、2.0MPa [gage]以下に抑えられる。その他の事象進展解析結果は、「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 上記(i)④にあるとおり、逃がし安全弁による原子炉圧力容器内の急速減圧により、原子炉圧力容器が破損する際の原子炉圧力容器内圧力は2.0MPa [gage]以下となっていることから、原子炉格納容器内への高圧溶融物放出及びこれによる格納容器直接加熱を防止できていることを確認した。</p> <p>② 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(d)を満足している</u>ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 事象発生7日以降も含めて環境へのCs-137の放出量を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、事象進展解析結果は、「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一であることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

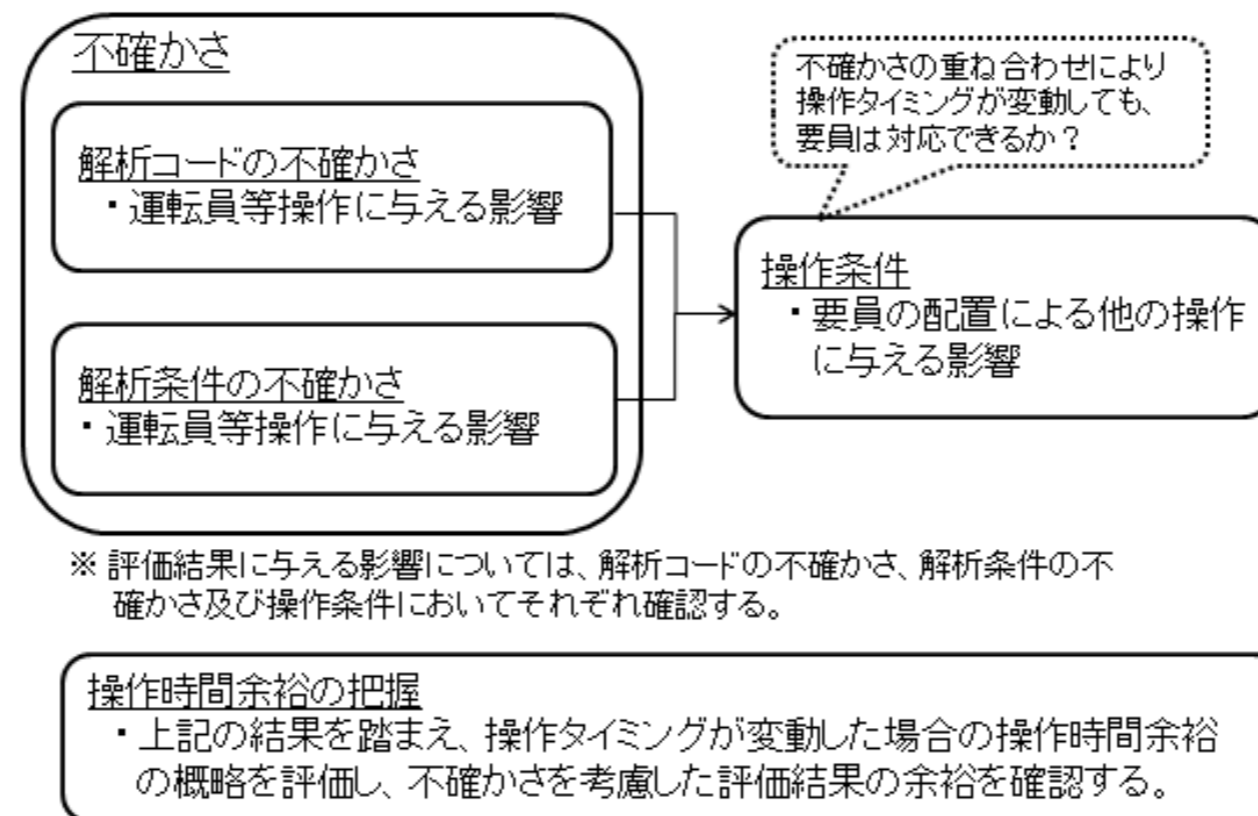
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等の操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等の操作の起点となる事象によって運転員等の操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等の操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等の操作は、原子炉水位を起点に操作を行う逃がし安全弁(2弁)による原子炉圧力容器の強制減圧及び原子炉圧力容器下鏡部温度を起点とする代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却であることを確認した。これらの操作は、原子炉水位の不確かさや原子炉圧力容器下鏡部温度の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響については、<u>MAAPによる原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFERによる評価結果に比べ緩慢であると確認されているものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料有効長底部から燃料有効長の10%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）</u>ため、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始時間への影響は小さいことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認した。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であることから、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認した。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉圧力容器破損時間の判定に用いる制御棒駆動機構ハウジング溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉圧力容器破損と判定される最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉圧力容器破損時間は早まることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさを考慮した場合は、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから、運転員等の操作に与える影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等の操作に与える影響は小さい又はないことを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p>	<p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>MAAPによる原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFERによる評価結果に比べ緩慢な挙動であると確認されているものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料有効長底部から燃料有効長の10%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）</u>ため、<u>評価項目となるパラメータに与える影響も小さい。</u>炉心ヒートアップ、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損・溶融に係る不確かさがある。これらについては、感度解析を実施しており、いずれのケースにおいても、原子炉圧力への影響が小さいことが確認されており、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が2.0MPa [gage]を下回ることに変わりはない。ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響評価の記載と同じ。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>② 上記の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさを考慮した場合は、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であること及び原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさを考慮した場合、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析において、原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさを考慮する場合、原子炉圧力容器破損時間の判定に用いる制御棒駆動機構ハウジング溶接部の最大歪みに関する感度解析において、原子炉圧力容器破損時間は早くなるが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約7時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量の影響を確認。</p>	<p>解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、高めの燃焼度及び既許可上の最大原子炉熱出力を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、この時間までに原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減できることには変わりはないことを確認した。解析条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響評価及び評価結果に与える影響評価について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>(i) 解析条件が運転員等の操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる、炉心崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）には変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量の影響を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、この時間までに原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減できることには変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作の開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉急速減圧操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で開始（事象発生から約1.4時間後）を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながら予め準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響も小さいことを確認した。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）は、解析上の操作開始時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始（事象発生から約3.7時間後）を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでには事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら予め準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことを確認した。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定しているため、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 原子炉急速減圧操作は、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はないことを確認した。代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）は、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定しているため、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 原子炉急速減圧操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(BWR 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 逃がし安全弁による原子炉圧力の減圧操作を確認。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i)</p> <p>① 原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器の破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器の破損までの時間は事象発生から約7.0時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器の破損前は、本操作が実施できないものと仮定しても、格納容器圧力及び格納容器温度が格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することは無く、逃がし安全弁による減圧機能維持も可能であることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧等が高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に至る可能性のある事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」において、逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足している。</p> <p>さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、原子炉圧力容器の減圧により、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「溶融炉心・コンクリート相互作用」への対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、当該対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.3-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.3-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.3-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.3-6
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.3-14
(1) 有効性評価の方法	3.3-14
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.3-15
(3) 有効性評価の結果	3.3-19
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.3-21
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.3-23
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.3-25
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.3-25
b. 操作条件	3.3-27
(3) 操作時間余裕の把握	3.3-28
4. 必要な要員及び資源の評価	3.3-29
5. 結論	3.3-30

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用（FCI）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の6つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV ・ TQUX ・ LOCA ・ 長期 TB ・ TBU ・ TBP

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第2-3表 評価対象とするPDSの選定」）

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別格納容器破損頻度(/炉年)	該当するPDS	PDS別格納容器破損頻度(/炉年)	破損モードの格納容器破損頻度に占める割合(%)	最も厳しいPDSの考え方	選定したPDS
3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	3.8×10 ⁻¹³	TQUV	1.1×10 ⁻¹⁶	< 0.1	<p>【事象(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用における発生エネルギーの大きさ)の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融炉心落下時の発生エネルギーは、原子炉格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、溶融炉心の保有エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、高圧の状態が維持されるTQUX及びTBU、長期TBは選定対象から除外した。 ・ LOCAは、原子炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合がほかの低圧破損シーケンス(TQUV、TBP)より小さくなり*、溶融炉心の内部エネルギーが小さくなると考えられる。また、LOCAでは破断口から高温の原子炉冷却材が流出し、原子炉格納容器下部に滞留する。原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用は低温の水に落下する場合の方が厳しい事象であることから、LOCAを選定対象から除外した。 ・ TBPについて、事象初期の原子炉隔離時冷却系による一時的な注水を考慮すると、TQUVに比べて水位低下が遅く、事象進展が遅い。 ・ 過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。 <p>以上より、TQUVが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p> <p>※LOCA事象は一次冷却材の流出を伴い、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合がほかの低圧破損シーケンスよりも少ないため。</p>	TQUV
		TQUX	1.3×10 ⁻¹³	35.2		
		LOCA	2.1×10 ⁻¹³	56.3		
		長期TB	9.7×10 ⁻¹⁵	2.5		
		TBU	1.9×10 ⁻¹⁴	4.9		
		TBP	4.0×10 ⁻¹⁵	1.1		
		TBD	—	—		

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>(注) 実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があることから、その影響を評価する。</p> <p>(FCI の場合)</p> <p>① 上記の有効性評価ガイドを踏まえ、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いことを確認する。</p> <p>② 対象炉の条件（格納容器下部の水深、構造等）を考慮し、仮に水蒸気爆発が生じた場合に原子炉格納容器の健全性に影響が生じる可能性がある場合には、参考として同影響に係る評価が示されていることを確認する。</p>	<p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、これらの格納容器破損モードと共通する事項を省略し、本格格納容器破損モード特有の事項を中心に記載する。このため、当該格納容器破損モード以外の格納容器破損モードで確認した項目については、確認結果の欄にて、確認した格納容器破損モードを明確にする。</p> <p>(i) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧カスパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いと考えられるため、圧カスパイクについて考慮する。本格格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧カスパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至ることを確認した。具体的には、「発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。」ものであり、本格格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と圧カスパイクとがあるが、本評価においては、水蒸気爆発の発生可能性は低いことから圧カスパイクを考慮するとしており、その理由を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉格納容器下部に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。」</p> <p>また、「追補 2 Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げ、これらのうち、KROTOS 及び TROI の一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生していること、水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていること、又は、溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であることを確認した。</p> <p>さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液－液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすいことを確認した。これらの水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いとする根拠を示していることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 FCI）に関する知見の整理」において、水蒸気爆発のメカニズムの説明と、これまでの実験で得られた知見より、水蒸気爆発が発生する可能性が極めて小さいとする根拠について示されている。</p> <p>② 補足説明資料「添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価」において、溶融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定した場合の水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性の評価について示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>上記の評価では、仮に水蒸気爆発が発生したときの影響評価として、蒸気爆発によって発生するエネルギー、圧力伝播挙動及び構造応答を取り扱うことができる JASMINE 及び AUTODYN-2D を用いた解析により、下部注水の水位が 2m で水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉格納容器下部のペDESTALの原子炉圧力容器の支持機能に影響はないことが示されている。詳細は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 申請者は、水蒸気爆発解析コード JASMINE、構造解析 AUTODYN-2D を用いて、水蒸気爆発に伴い原子炉格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーを評価するとともに、下部ペDESTALにおいて支持機能を有する内側及び外側鋼板に発生する応力を評価している。 ➤ 評価に当たっては、原子炉格納容器下部の水位について、初期水張り水位 2m の場合に加え、水位が上昇するケースとして、リターンライン※までの高さ（7m）の水位が形成される場合を想定している。 <ul style="list-style-type: none"> ※ リターンラインは、下部ペDESTALに過剰に水が流入した場合に備え、サプレッション・プール側に水が戻るよう設置されているが、サプレッション・プール側の水位が上昇すると逆に下部ペDESTAL側にプール水が流入する原因となる。 ➤ 評価結果は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> <水位 2m の場合> <p>内側及び外側鋼板に発生する最大応力は、各々32MPa、25MPaであり、降伏応力（490MPa）を大きく下回り、かつ弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持機能への影響はない。</p> <水位 7m の場合> <p>内側及び外側鋼板に発生する最大応力は、各々78MPa、168MPaであり、降伏応力（490MPa）を大きく下回り、かつ弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持機能への影響はない。</p> <p>なお、有効性評価（補足説明資料）「49. 熔融炉心落下位置が原子炉格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価」において、現実的と考えられる評価条件において、熔融炉心の落下位置を制御棒駆動機構ハウジング最外周とした場合）の評価を行い、その場合も上記の評価結果に包絡されていることが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要があることを確認した。</p> <p>本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期の対策として、原子炉圧力容器破損前の対策は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であること、原子炉圧力容器の減圧開始後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p> <p>なお、事象初期には、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りが行われるが、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力スパイク及び水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約2mとしていることを確認した。</p> <p>また、安定状態に向けた対策は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.3.3 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性」において、格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心落下前の水張りにおける水位設定の考え方が示されている。</p> <p>また、上記資料においては、以下のとおり格納容器下部ドライウェルへの初期水張り高さが上昇した場合を想定した影響評価が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイによる冷却材の流入により原子炉格納容器下部の水位が2mより上昇する可能性があるため、原子炉格納容器下部への注水水位が7m（リターンラインの位置）において、仮に水蒸気爆発が発生した場合について、JASMINE及びAUTODYN-2Dを用いた解析を行った。 この解析結果より、原子炉格納容器下部への注水水位が7mで水蒸気爆発の発生を想定した場合でも、原子炉格納容器下部ペDESTALの原子炉圧力容器支持機能に影響を与えず原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できる。

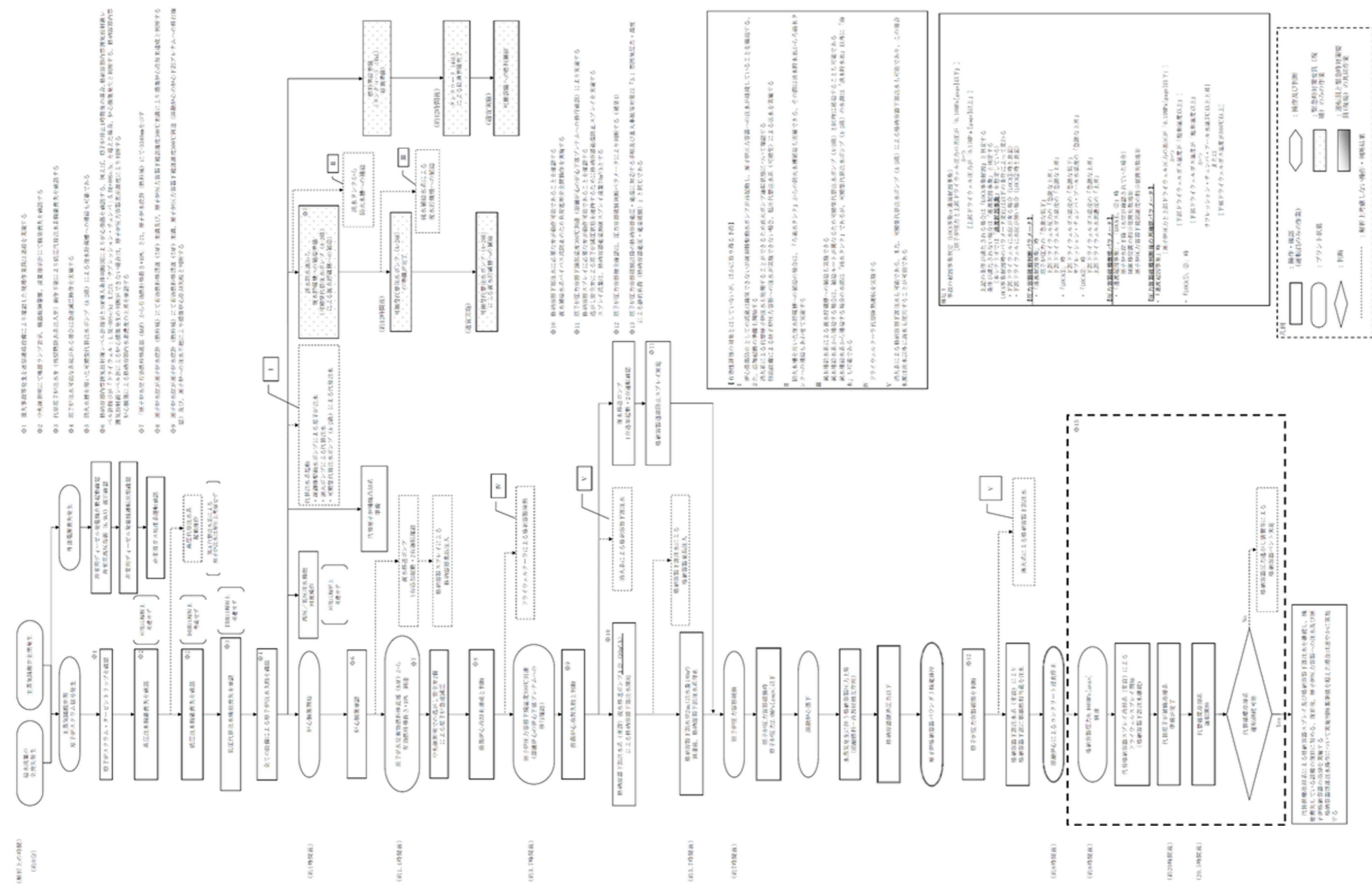
(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉圧力容器破損前の対策は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である</u>こと、<u>原子炉圧力容器の減圧開始後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である</u>こと、初期の対策として、溶融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りが行われるが、<u>圧カスパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能への影響を抑えつつ、同時に実施する溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待できる水位として、原子炉格納容器下部への注水水位を2mに設定すること</u>を確認した。また、<u>このために、格納容器下部水位計を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。</p> <p>本対策に係る手順、必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針がしめされていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である</u>ことを確認した。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR FCIの場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部への注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (BWR FCI の場合) 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。 ① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈) 第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止) 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	



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

第 7.2.2-5 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱							経過時間（時間）												備考				
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）												備考			
	責任者		当直長		1人			1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12															
	指揮者		6号 当直副長		7号 当直副長																		
	通報連絡者		緊急時対策本部要員		5人																		
運転員（中央制御室）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）																			
6号		7号		6号		7号																	
状況判断	2A, A, B	2A, A, B	-	-	-	-	・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム、タービン・トリップ確認 ・非常用ディーゼル発電機起動確認 ・全ての原子炉注水機能喪失確認	10分															
非常用ガス処理系 運転確認	0(A) A	0(A) A	-	-	-	-	・非常用ガス処理系 運転確認 ・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整	10分															
原子炉注水機能喪失調査、復旧操作（解析上考慮せず）	-	-	-	-	-	-	・原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復																
原子炉格納容器薬品注入操作（解析上考慮せず）	0(A) B	0(A) B	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動／運転確認 ・残留熱除去系 スプレー弁操作	10分															
	-	-	2A, E, F	2A, A, F	-	-	・放射線防護装置準備／装備 ・現場移動 ・格納容器スプレーにあわせた薬品注入	10分															
原子炉格納容器下部注水系 準備	0(A) K	0(A) K	-	-	-	-	・原子炉格納容器下部への注水準備 ・低圧代替注水系（常設）系統構成																
	-	-	2A, C, D	2A, A, D	-	-	・放射線防護装置準備／装備 ・現場移動 ・低圧代替注水系（常設）現場系統構成 ・高圧水貯蔵機吸込ライン切替	10分															
原子炉急速減圧操作	0(A) A	0(A) A	-	-	-	-	・逃がし安全弁 2個 ・手動開放操作																
格納容器下部注水系 注水操作	0(A) K	0(A) K	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損前の初期注水																
	0(A) A	0(A) A	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水																
格納容器薬品注入操作（解析上考慮せず）	-	-	2A, E, F	2A, A, F	-	-	・放射線防護装置準備／装備 ・原子炉格納容器下部注水にあわせた薬品注入	10分															
	-	-	-	-	-	-	・現場移動	30分															
代替格納容器スプレー冷却系（常設） 準備操作	0(A) B	0(A) B	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動／運転確認	30分															
代替格納容器スプレー冷却系（常設） 操作	0(A) A	0(A) A	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレー弁操作																
	0(A) K	0(A) K	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレー弁操作																
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	0(A) C, D	0(A) A, D	-	-	・放射線防護装置準備／装備 ・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成																
	-	-	-	-	0(A) A	0(A) A	・放射線防護装置準備／装備																
	-	-	-	-	0(A) A	0(A) A	・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設、起動及び系統水張り																
	-	-	-	-	0(A) A	0(A) A	・現場移動																
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	0(A) A	0(A) A	・放射線防護装置準備 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への注水準備 （可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動、ホース敷設（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口）、ホース接続、ホース水張り）	10分															
	-	-	-	-	0(A) A	0(A) A	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給																
給油準備	-	-	-	-	0(A) A	0(A) A	・放射線防護装置準備／装備																
	-	-	-	-	0(A) A	0(A) A	・軽油タンクからタンクローリー（4t）への補給																
給油作業	-	-	-	-	0(A) A	0(A) A	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への給油																

第 7.2.2-6 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(1/2)

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱							経過時間（時間）										備考			
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	14	16	18	20	22	24	26	28	30		32	34	36
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)															
6号	7号	6号	7号	6号	7号															
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・ 現場移動 ・ 代替原子炉補機冷却系 現場系統構成	30分												
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	-	-	※1 ↓ (13人) ↓ ※4, ※5	※1 ↓ (13人) ↓ ※4, ※5	・ 現場移動 ・ 資機材配置及びホース敷設、起動及び系統水張り	60分												
給油準備	-	-	-	-	※4 ↓ (2人)		・ 軽油タンクからタンクローリ（4L）への給油												タンクローリ（4L）残量に応じて適宜軽油タンクから給油	
給油作業	-	-	-	-			・ 電源車への給油 ・ 大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油												適宜実施	
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	※5 ↓ (3人)	※5 ↓ (3人)	・ 代替原子炉補機冷却系 運転状態監視												適宜実施	
代替原子炉補機冷却系 準備操作 (系統構成1)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・ 代替原子炉補機冷却系 中央制御室系統構成	30分												
代替原子炉補機冷却系 準備操作 (系統構成2)	-	-	(4人) C, D E, F	(4人) c, d e, f	-	-	・ 現場移動 ・ 代替原子炉補機冷却系 現場系統構成 (代替格納容器スプレイに影響のない部分)	120分												
原子炉格納容器下部注水系統操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水												原子炉格納容器下部に 放射熱相当量を継続注水	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 残留熱除去系 スプレイ弁操作												0.465～0.390MPa [gauge]で 間欠スプレイ	
代替原子炉補機冷却系 準備操作 (系統構成2)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 復水移送ポンプ停止 ・ 代替原子炉補機冷却系 中央制御室系統構成	30分												
代替原子炉補機冷却系 準備操作 (系統構成2)	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・ 現場移動 ・ 代替原子炉補機冷却系 現場系統構成 (復水貯蔵槽戻込弁)	30分												
代替原子炉補機冷却系 準備操作 (系統構成2)	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・ 現場移動 ・ 代替原子炉補機冷却系 現場系統構成 (残留熱除去系高圧中心注水系第一止め弁、第二止め弁)	30分												
代替原子炉補機冷却系 運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・ 復水移送ポンプ起動 ・ 格納容器スプレイ弁、原子炉格納容器下部注水弁操作	5分												
代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器の状態監視												適宜実施	
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽からの給油	-	-	-	-	※2 ↓ (4人)		・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給油												適宜実施	
給油作業	-	-	-	-	※3 ↓ (2人)		・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への給油												適宜実施	
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	8人 (参集要員26人)															

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数

第7.2.2-6図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(2/2)

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しいプラント損傷状態は「TQUV」である。評価事故シーケンスは、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」を選定したことを確認した。</p> <p>② 本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」を選定する。これは、<u>溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生</u>の観点から、原子炉圧力容器下部からまとまって落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損する過渡事象及びLOCAのうち、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく溶融炉心の保有熱量が小さくなるLOCAを除外し、溶融炉心の保有熱量が大きい上記の過渡事象を選定する。さらに、事象進展の観点から、過渡事象のうち、事象初期の高圧注水が行えず水位低下が早くなる「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗」を、より厳しい事故シーケンスとして選定することを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2)</p> <p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化)並びに原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)が挙げられていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切</p>	<p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である<u>原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉圧力容器外のFCI等を取り扱うことができるMAAPを用いる</u>ことを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用</p> <p>a. 現象の概要 熔融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、熔融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮する。</p> <p>(c) 熔融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心熔融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>(注) 実ウラン熔融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、熔融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があるので、その影響を評価する。</p> <p>c. 対策例</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(a) 解析によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと確認する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 解析によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと確認する。</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起回事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) (ii) 起回事象及び安全機能の喪失の仮定等、外部電源の有無を含む事故条件については、<u>原子炉压力容器破損前は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一、原子炉压力容器の破損後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である</u>ことを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起回事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起回事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(FCIの場合)</p> <p>① 原子炉压力容器直下の床面の水の温度及び量は、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮していることを確認</p> <p>② 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 事象発生から約3.7時間後、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りを開始することとしており、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮していることを確認した。</p> <p>② 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータとして、溶融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径を挙げ、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定していることを確認した。詳細は、2)機器条件で確認する。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(BWR FCI の場合（MCCI の場合と同一）</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び最終ヒートシンクへの熱の輸送に用いるポンプの流量等を確認。 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件については、<u>原子炉圧力容器破損前は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一、原子炉圧力容器の破損後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>上記のとおり、本評価事故シーケンスの機器条件はこれらと同一であるが、本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p><u>溶融ジェット径：</u> 原子炉圧力容器の破損口径と同じ径の大きさで溶融デブリが流出するとし、原子炉圧力容器底部の口径が大きい貫通部として、制御棒駆動機構ハウジングを想定している。</p> <p><u>エントレインメント係数：</u> Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数として、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲のおよその中間値を設定している。</p> <p><u>デブリ粒子径：</u> 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲のおよその中</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	間値を設定している。
(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。	(ii) ※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないとしている。）
3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。 (i) 重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器からの除熱）を確認する。 ① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。 ※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。 ② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。 ③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。	(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、原子炉压力容器破損前は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一、原子炉压力容器の破損後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評 (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確かめるパラメータを確認。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉圧力及び水位</p> <p>動的機器の作動状況： ・ 代替格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水の流量 ・ 格納容器下部水位</p> <p>対策の効果： ・ 原子炉格納容器内の圧力及び温度</p> <p>記載要領（例）</p> <p>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>1)</p> <p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>① 「7.2.3.3(3) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>③ 「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>④ 第7.2.3-3図及び第7.2.3-4図より、原子炉圧力容器が破損し、原子炉格納容器下部へ熔融炉心が落下した際の圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が抑制されていることを確認した。上記の事象進展やプラントの過渡応答も含め、評価期間における事象進展やプラントの過渡応答は「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器内の圧力及び温度</p> <p>② 環境への Cs-137 の放出量</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生から約7時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクが生じることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約0.51MPa[gage]及び約146°Cにとどまることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.3-3図より、格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心の冷却及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却によって、原子炉圧力容器が破損した際の圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力の上昇が緩和されており、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力は約0.51MPa[gage]に抑えられており、2Pdを下回っていることを確認した。</p> <p>② 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(e)を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>② 事象発生7日後以降も含めて環境への Cs-137 の放出量を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態に導くため、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策が行われ、原子炉格納容器内の圧力及び温度が抑制され低下傾向に転じて以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約168時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっていることを確認した。(格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、具体的な確認を行っている。)</p> <p>①及び② 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

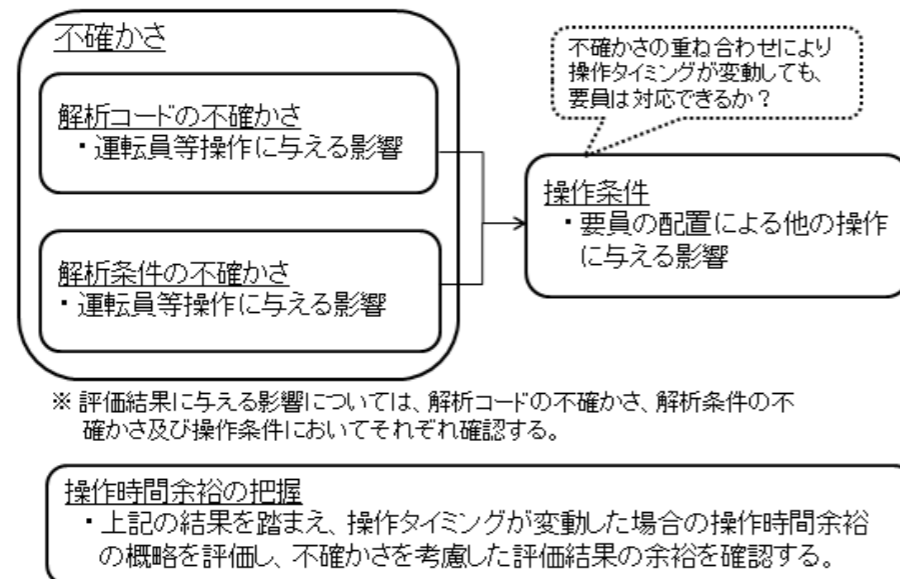
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5.1 解析条件設定の考え方」において、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定していることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、熔融炉心落下前の格納容器下部注水（常設）による水張り操作であることを確認した。この操作は、炉心熔融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作時間に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故及びCORA実験の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する影響は小さいことを確認した。 炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERコードとの比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルはTMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心ノード崩壊のパラメータ（温度）を低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値（最大ひずみ）に関する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析より、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心損傷後の原子炉圧力容器破損の不確かさとして、最大ひずみを低下させた場合、原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉圧力容器破損の時間（事象発生から約7時間後）が、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、運転員等操作に与える影響はない又は小さいことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>原子炉圧力容器外のFCI現象に関する大規模実験の知見から、圧カスパイクへの影響因子として、原子炉下部（ペDESTAL）水位、破損口径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析等を実施した。その結果、これらのパラメータが圧カスパイクに与える影響は小さいことが確認されている</u>※ことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>※ 添付書類十 追補2 Ⅲ「重大事故対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAAP」を参照。</p> <p>解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p>

<p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故及びCORA実験の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERコードとの比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 ・ 原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルはTMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心ノード崩壊のパラメータ（温度）を低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び熔融の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値（最大ひずみ）に関する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間は早くなることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数の感度解析より、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。また、デブリ粒子径を変化させた場合の圧カスパイクへの影響は小さいことを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、エントレインメント係数の不確かさについて、感度解析を行い、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。また、他の不確かさを考慮した場合は、評価結果に与える影響は小さい又はないことを確認した。具体的には、第 7.2.3-7 図及び第 7.2.3-8 図において、エントレインメント係数について感度解析を行った結果、熔融炉心落下直後の格納容器圧力は、ベースケース約 0.51MPa[gage]に対して、感度解析ケース（エントレインメント係数最大値）約 0.56 MPa[gage]とわずかに大きい結果となるものの、格納容器限界圧力（0.62 MPa[gage]）を下回ることを確認した。</p> <p>なお、「追補 2 Ⅲ 第 5 部 MAAP 添付 2 熔融炉心と冷却材の相互作用について」において、BWR5 MARK-I 改良型格納容器について、デブリ粒子径の感度解析を実施しており、圧カスパイクへの感度が小さいことを確認している。その他の BWR プラントにおいても炉心質量と冷却材体積の比は大きく変わらないため、同様の傾向が得られる。従って、解析モデルは実機解析への適用性を有すると判断できる。</p>
--	--

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 溶融炉心からプール水への熱流束を確認</p> <p>③ 事故条件の相違の影響を確認</p>	<p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であること、解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>② 初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃、事象開始 24 時間以降は 40℃）に対して最確条件は約 35℃～約 50℃であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>③ 事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、大破断 LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 外部水源の温度の影響を確認</p> <p>③ 事故条件の相違の影響を確認</p>	<p>(ii) 解析条件が評価結果に与える影響については、事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定していない「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能の喪失を仮定した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、圧カスパイクによる原子炉格納容器内の圧力の最大値は約 0.44MPa [gage] であり、限界圧力には至らず、評価項目を満足することによりは変わりはないことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>② 初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃、事象開始 24 時間以降は 40℃）に対して最確条件は約 35℃～約 50℃であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、原子炉格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧カスパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>③ 事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクを評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>析は、事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第 7.2.3-9 図に示すとおり、事象発生から約 6.4 時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクの最大値は約 0.44MPa[gage]となったが、圧カスパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であることを確認した。</p> <p>操作条件のうち、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、<u>原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間後であり、操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は小さい</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>② 当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>③ 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されていることを確認している。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさにより操作条件が変動した場合の評価結果への影響については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であることを確認した。</p> <p>操作条件のうち、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (BWR FCIの場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部の水張り操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 操作の時間的余裕については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であることを確認した。</p> <p>操作条件のうち、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作について、原子炉格納容器下部への注水の開始操作の所要時間は約5分であり、注水は約2時間で完了する（事象発生から約5.7時間後）ことから、事象発生から約7時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約1時間の時間余裕があることを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における原子炉格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>(i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、格納容器破損防止対策として申請者が計画している、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」において、原子炉格納容器下部への注水等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（e）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（e）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たっては、これらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

水素燃焼

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.4-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.4-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.4-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.4-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.4-8
(1) 有効性評価の方法	3.4-8
(2) 有効性評価の条件	3.4-10
(3) 有効性評価の結果	3.4-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.4-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.4-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.4-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.4-21
b. 操作条件	3.4-24
(3) 操作時間余裕の把握	3.4-25
4. 必要な要員及び資源の評価	3.4-26
5. 結論	3.4-27

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び審査確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：水素燃焼）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「水素燃焼」は、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉が運転中、原子炉格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象レベル1.5PRAの評価対象から除外している。このため、PRAからはプラント損傷状態（PDS）及び事故シーケンスは抽出されない。該当するPDSはないものの、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスとして抽出されている、LOCA+SBOを選定することを確認した。</p>

（添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第2-3表 評価対象とするPDSの選定」）

解説で想定する格納容器破損モード	破損モード別格納容器破損頻度(/炉年)	該当するPDS	PDS別格納容器破損頻度(/炉年)	破損モードの格納容器破損頻度に占める割合(%)	最も厳しいPDSの考え方	選定したPDS
5 水素燃焼	-	-	-	-	<p>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 審査ガイド3.2.3(4)b.(a)では「PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉において評価することが適切と考えられる炉心損傷シーケンスをPDSとして選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では、原子炉格納容器内が窒素ガス置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。 【柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉において評価する事故シーケンス】 本格納容器破損モードはPRAから抽出されたものではないが、評価のためにPDSを格納容器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度はほかの気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素ガスの発生に着目する。原子炉圧力容器への注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への原子炉冷却材の放出経路から、LOCAとほかのPDSとに大別できる。LOCAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、原子炉冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり、これに伴う水素ガスの発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCAでは水の放射線分解によって増加する酸素濃度がほかのPDSよりも相対的に高くなる可能性が考えられる。更に、原子炉圧力容器の破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じPDSでも原子炉圧力容器の破損に至らない場合を想定することが適切と考える。 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉において、炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、原子炉格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとしては、大破断LOCAとECCS注水機能喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。 以上の理由から、PDSとしてはLOCA(大破断LOCA+ECCS注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「界隈気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさを観点でSBOの重量を設定していることを考慮し、LOCA(大破断LOCA+ECCS注水機能喪失)+SBOをPDSとして選定する。 	LOCA+SBO

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の格納容器破損に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>格納容器破損モード「水素燃焼」は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合の一連の重大事故等対策の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合で確認した項目については、確認結果の欄に、「「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。」と記載した。</p> <p>1) (i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等によって水素ガスが発生し、発生した水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器破損に至る。」ものであり、本格納容器破損モードの特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性化し、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する</u>ことを確認した。本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器破損を防止することが必要であることを確認した。なお、上記を含めた格納容器破損防止対策は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じであることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化する。これに用いる不活性ガス系は重大事故等が発生した際に使用するものではないため設計基準対象施設とする。その他の対策は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の原子炉格納容器内の不活性化を挙げていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じであることを確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う。このため、格納容器内水素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器内水素濃度計及び格納容器内酸素濃度計を重大事故等対処設備と位置付ける。その他の対策は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を含めて「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じであることを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料3.4.3）において、本評価における格納容器ベントを実施しない状態を事象発生から7日以降も継続する場合、酸素濃度は事象発生から約14日後にサプレッション・チェンバにおいて可燃限界に到達する。このため、事象発生から7日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、原子炉格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試みる。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に到達する場合については、格納容器ベントにより、その水素濃度及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できることが示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料3.4.3）には、本格納容器破損モードにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p> <p>・原子炉格納容器安定状態： <u>本評価では、事象発生から約20時間で代替原子炉補機冷却系を接続し、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施する。これにより、7日後まで格納容器ベントを実施しない状態で原子炉格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。</u></p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (BWR 水素燃焼の場合)</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>① 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉水位に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 代替低圧注水、代替格納容器スプレイ又は格納容器圧力逃がし装置を使用する場合、それらに係る計装設備を確認。</p>	
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> <p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p>	<p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。 (i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1) (i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内は窒素によって不活性化されているため、PRAにおいて水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されないが、炉心損傷を防止することができない事故シーケンスのうち、酸素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可能性が考えられる「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとしていることを確認した。</p> <p>② 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、PRAの手法では抽出されないものの、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定する。本発電所では、原子炉運転中は窒素ガス置換により原子炉格納容器内の酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。大破断 LOCA 時には水素濃度が 13vol%を上回るものの、その他のプラント損傷状態に比べてジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり水素発生量が抑えられ酸素濃度が相対的に高くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気により水素ガス及び酸素ガスの分圧が低く維持されることで原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる。このため、水素燃焼の観点で厳しくなる代替循環冷却系を使用する場合を評価することを確認した。</p> <p style="text-align: center;">参考：PRA での評価事故シーケンス選定結果</p> <p>d. 水素燃焼</p> <p>本発電用原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に 13vol%を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素ガス発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生</p>

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCA とその他の PDS に大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、その他の PDS に比べて水素ガス発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他の PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。</p> <p>さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考える。また、6.2.1.1(3)に示すとおり、炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。これらのことから、「a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において選定した評価事故シーケンス、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウム-水反応による水素ガスの過剰な発生の抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素ガスを原子炉格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価するものとする。</p>

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コードの確認ポイント資料へ）</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2) (i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、スプレー冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が挙げられていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 解析コードは、上記(i)で確認した重要現象を踏まえて、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同様であるものの、「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>
審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>a. 現象の概要</p> <p>原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激し</p>	

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>い燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮する。</p> <p>(c) 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器内の水素濃度分布については、実験等によって検証された解析コードを用いる。</p> <p>(e) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>（注）原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) グロープラグ式イグナイタ</p> <p>(b) 触媒式リコンビナ（PAR）</p> <p>(c) 原子炉格納容器内の不活性化（窒素注入）</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。（i）外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>（ii）初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した評価事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p> <p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。 (BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 炉心内の金属-水反応による水素発生量は、水素燃焼の観点から厳しい値を考慮していることを確認。</p> <p>② 原子炉圧力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮していることを確認。</p> <p>④ 金属腐食による水素生成の条件を確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、MAAP の評価結果から得られた値を用いる。これは、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合には、MAAP による評価結果に比べて原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため酸素濃度が低下すること及び MAAP による評価結果においても水素濃度が13vol%を超えることから、水素燃焼の観点で厳しい設定となる。原子炉格納容器内の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の3.5vol%とすることを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合は、原子炉圧力容器が破損しないため、該当しない。なお、原子炉圧力容器が破損した場合には、「熔融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p> <p>③ 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合（以下「G 値」という。）は、それぞれ0.06 分子/100eV、0.03 分子/100eV とすることを確認した。原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1とすることを確認した。</p> <p>④ 原子炉格納容器内の垂鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて少なく、また、水素ガスの発生は、原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について」において、有効性評価に用いる G 値の設定根拠が示されている。また、放射線吸収割合について、原子炉圧力容器内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果を保守的に考慮して0.1としたこと、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については水中に分散していることを考慮し保守的に1としたことが示されている。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたいがい、Cs-137の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の放出割合を確認。</p> <p>③ サプレッション・プールや格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>※ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p>	

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等の操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p>	<p>2)(i) 機器条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（低圧代替注水系による原子炉注水操作の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p> <p>① 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p> <p>③ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 （f）原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>2-4 上記2-3（f）の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。 （a）原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>（BWR 水素燃焼の場合） 対策の効果： ・ 原子炉格納容器内の気相濃度の推移（ウェット） ・ 原子炉格納容器内の気相濃度の推移（ドライ）</p> <p>記載要領</p> <p>・ トレンド図の変曲点等については、説明を加えること ・ トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること</p>	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 申請者が行った事象進展解析の結果は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。また、「7.2.4.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展に伴う水素ガス及び酸素ガスの発生について、時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p> <p>③ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p> <p>④ 第7.2.4-3 図及び第7.2.4-4 図にウェット条件、第7.2.4-5 図及び第7.2.4-6 図にドライ条件に換算した場合の原子炉格納容器内の気相濃度の推移が示され、水素濃度が事象初期に上昇し、酸素濃度が徐々に上昇していることを確認した。</p> <p>補足説明資料「4 格納容器内における気体のミキシングについて」において、格納容器内ミキシング確認試験に関する結果等から気体が成層化する等の位置的な濃度の偏りが生じる可能性が低いとする根拠が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 格納容器内水素及び酸素濃度割合（ドライ換算）</p> <p>② 原子炉格納容器圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器温度</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラント過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、炉心の露出から再冠水までの間に、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の約16.6%が水と反応して水素ガスが発生する。これにより、事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%（ウェット条件）を上回る。また、水の放射線分解によって水素ガス及び酸素ガスが発生する。また、ドライ条件に換算したドライウエル内の酸素濃度は、事象発生の約5時間後から約18時間後まで5vol%を上回るが、この期間はLOCA破断口からの水蒸気でドライウエル内が満たされ、ドライウエル内の酸素濃度は約0.2vol%（ウェット条件）である。事象発生から7日後におけるドライ条件に換算したドライウエル内の酸素濃度は約3.7vol%、サブプレッション・チェンバ内の酸素濃度は約3.9vol%であり、5vol%を下回ることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.4-3図及び第7.2.4-4図にあるとおり、原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、原子炉格納容器の初期酸素濃度である3.5vol%を上回ることなく、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.4vol%であり、可燃限界を下回る。第7.2.4-5図及び第7.2.4-6図にあるとおり、ドライ条件における酸素濃度について、事象発生の約5時間後から約18時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5.0vol%を上回る。この間は、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライウエル内のドライ条件での気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での濃度は1vol%未満（約0.2vol%）である。事象発生の約18時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度は約3.9vol%である。従って、格納容器スプレイの誤動作などにより水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはないことを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p> <p>③ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足していることを確認した。具体的には、第7.2.4-5図及び第7.2.4-6図にあるとおり、事象発生から7日後における原子炉格納容器内酸素濃度（ドライ）は約3.9vol%、また、第7.2.4-3図及び第7.2.4-4図にあるとおり、原子炉格納容器内酸素濃度（ウェット）は約3.4vol%であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度の低下傾向若しくは7日後においても評価項目を満足していることを確認 	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、事象発生から7日後まで格納容器ベントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能であり、安定した状態となっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.4-3図、第7.2.4-4図、第7.2.4-5図及び第7.2.4-6図にあるとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、事象発生から7日後までにおいて水素の爆轟を防止できていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

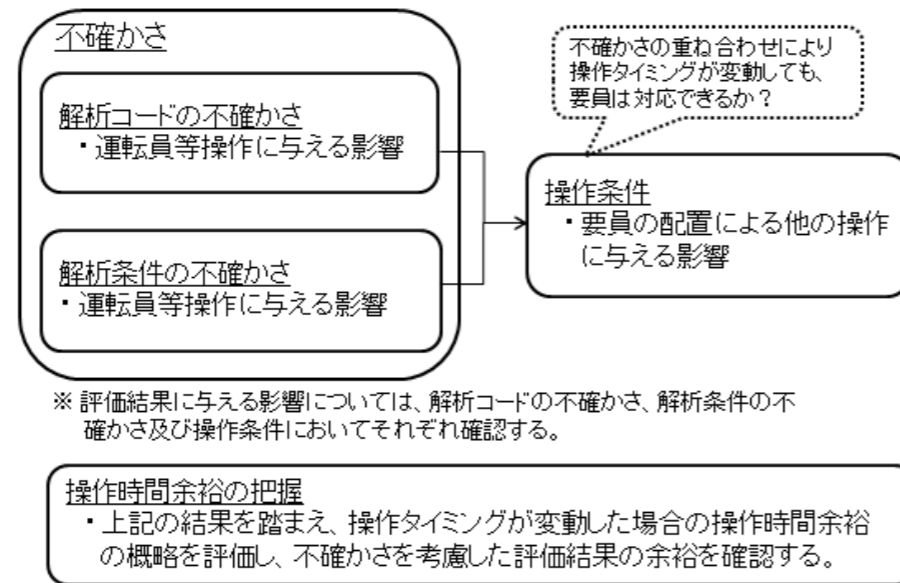
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>（参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。また、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合に影響を受ける運転員等操作は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）※を使用した原子炉格納容器内の気体の排出操作であることを確認した。</p> <p>※ 申請者は、炉心の著しい損傷後に耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する場合には、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からの排気経路のみを使用している。本確認事項では、サプレッション・チェンバ側からの排気に限定する場合には、「耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）」と記載する。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 初期酸素濃度</p> <p>② 炉心内の金属水一反応による水素発生量</p> <p>③ 金属腐食等による水素発生量</p> <p>④ 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合（G 値）</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる G 値等について影響評価を行うことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期酸素濃度は、解析条件の 3.5vol% に対して最確条件は約 3vol% であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移は低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は、事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素ガス発生量の変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては、水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素ガス：0.06 分子/100eV、酸素ガス：0.03 分子/100eV に対して最確条件は同じであるが、本解析条件の不確かさとして、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等操作については、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用しない場合において、成立性を確認している。また、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は、あらかじめ不活性ガスによる大気開放ラインのパージを実施するほかはおおむね同様の対応となることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 初期酸素濃度</p> <p>② 炉心内の金属水-反応による水素発生量</p> <p>③ 金属腐食等による水素発生量</p> <p>④ 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合（G 値）</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、G 値の不確かさから、水の放射線分解による酸素ガスの発生が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性がある。G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値（水素ガス:0.4 分子/100eV、酸素ガス:0.2 分子/100eV）とした場合の評価を実施した。その結果、原子炉格納容器内の酸素濃度が 5vol%（ウェット条件）に到達するのは、事象発生から約 51 時間後である。この場合、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いた原子炉格納容器内の気体の排出を行うことが可能なため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期酸素濃度は、解析条件の 3.5vol% に対して最確条件は約 3vol% であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウムの約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素発生量が増加する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、全炉心内のジルコニウムの約 18.2% が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は 1 割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3.6vol% であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。さらに、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、全炉心内のジルコニウム量の約 17.1% が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は 3% 程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3.9vol% であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響」において、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった場合及び遅れた場合の評価結果に与える影響が示されている。</p> <p>③ 金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合には水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>④ G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合として、G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている、水素ガス：0.4 分子/100eV、酸素ガス：0.2 分子/100eV とした場合について感度解析を実施した。原子炉格納容器内の酸素濃度は、ウェット条件において事象発生から約 51 時間で 5vol% に到達する。5vol% 到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気と共に非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol% まで低下する。ドライ条件にならないことを確認するため、格納容器圧力が最も低下する事象発生から 7 日後（168 時間後）において残留熱除去系による格納容器スプレイをドライウェルに連続で実施した場合を評価し、原子炉格納容器内の気相濃度の推移を確認した。第 7.2.4-15 図から第 7.2.4-17 図に示すとおり、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても、格納容器スプレイ開始後約 4 時間（原子炉格納容器内が負圧となる時間）までは、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスが可燃限界に至ることはない。なお、ベント弁を開放している状況下で格納容器スプレイを実施する手順とはしておらず、格納容器スプレイにインターロックによる自動起動は無いことから誤動作の恐れは無い。運転員の誤操作によって格納容器スプレイを連続で実施しても、格納容器内が負圧に至るまでは格納容器スプレイ開始から約 4 時間の時間余裕がある。また、格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡易な操作であることから、約 4 時間の時間余裕の間での運転員による格納容器スプレイの停止に期待できると考えられる。このため、現実として格納容器内が負圧になることは無く、したがって原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）による対応が生じる場合、その対応フローは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の格納容器圧力逃がし装置を使用する場合と同じである。操作が必要となる時間は、事象発生から約51時間であり、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の格納容器圧力逃がし装置を使用する場合における格納容器ベントの実施時間（事象発生から約38時間）よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用しない場合の評価結果である約2.0TBqを超えることはなく、判断基準である100TBqを十分に下回ることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」において、感度解析を実施した解析結果が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※「格雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の対策が、事象進展の特徴を踏まえた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECGS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、原子炉起動時に不活性ガス系を用いた原子炉格納容器内の不活性化等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の代替循環冷却系を使用する場合に示した対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECGS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

溶融炉心・コンクリート相互作用

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.5-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.5-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.5-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.5-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.5-13
(1) 有効性評価の方法	3.5-13
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件	3.5-15
(3) 有効性評価の結果	3.5-20
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.5-23
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.5-25
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.5-27
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.5-27
b. 操作条件	3.5-29
(3) 操作時間余裕の把握	3.5-30
4. 必要な要員及び資源の評価	3.5-31
5. 結論	3.5-32

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点、審査確認事項等の整理表案（格納容器破損防止対策の有効性評価：MCCI）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」におけるプラント損傷状態(PDS)は、以下の6つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV ・ TQUX ・ LOCA ・ 長期 TB ・ TBU ・ TBP

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について「第2-3表 評価対象とするPDSの選定」）

解釈で想定する格納容器破損モード	破損モード別格納容器破損頻度(/炉年)	該当するPDS	PDS別格納容器破損頻度(/炉年)	破損モードの格納容器破損頻度に占める割合(%)	最も厳しいPDSの考え方	選定したPDS
4 溶融炉心・コンクリート相互作用	1.2×10 ⁻¹¹	TQUV	1.6×10 ⁻¹⁴	0.1	<p>【事象(溶融炉心・コンクリート相互作用に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ)の厳しさ】</p> <p>・溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で、高圧の状態が維持されるTQUX及びTBU、長期TBを選定対象から除外した。</p> <p>・LOCAは原子炉格納容器下部への原子炉冷却材の流入の可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。</p> <p>・過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。</p> <p>以上より、TQUVが最も厳しいPDSとなる。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>	TQUV
		TQUX	8.1×10 ⁻¹²	69.9		
		LOCA	2.2×10 ⁻²⁰	< 0.1		
		長期TB	1.5×10 ⁻¹²	12.7		
		TBU	1.7×10 ⁻¹²	14.4		
		TBP	3.2×10 ⁻¹³	2.8		
TBD		—				

（注）格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」に対する格納容器破損防止対策については、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の一連の重大事故等対策の有効性評価の中で確認したことから、一部の参照する表等は、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のものを用いている。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1) (i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。さらに、原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。」ものであり、本格納容器破損モード内のPDSの特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するためには、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ注水する必要がある。さらに、原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器の圧力及び温度を抑制するため、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある</u>ことを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期の対策として、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心のサンプルへの流入抑制が必要であること、安定状態に向けた対策としては、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱が必要であることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

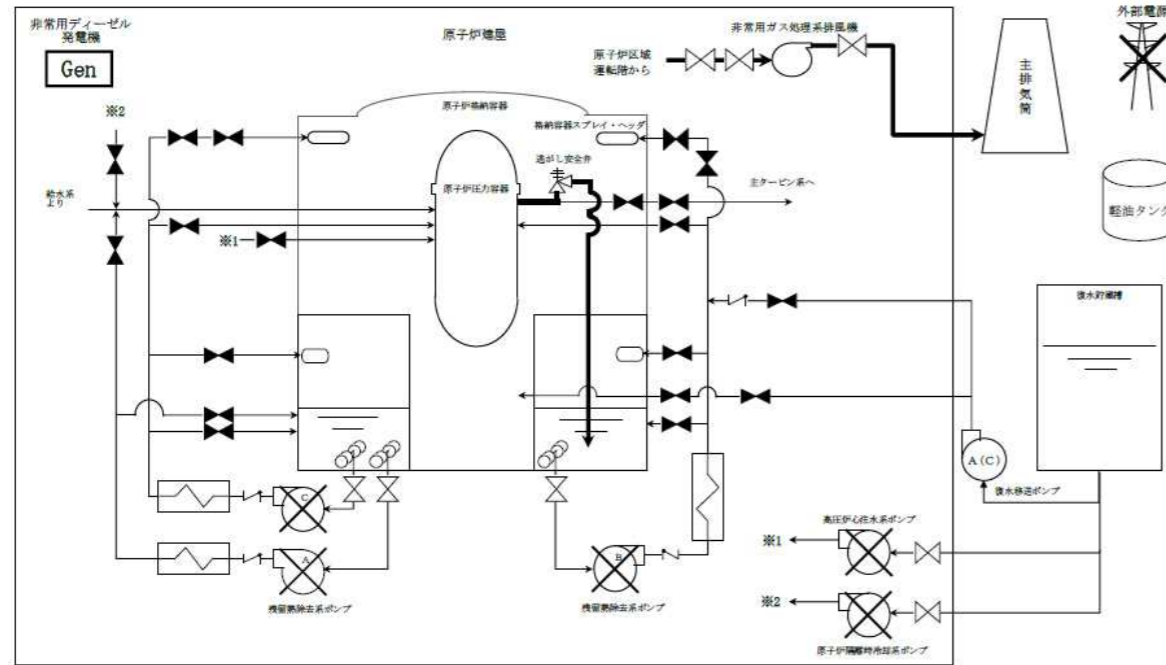
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本格格納容器破損モードでは、ECCS 機能喪失、炉心損傷等を判断する必要があり、このための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」において、原子炉圧力 (SA)、原子炉隔離時冷却系系統流量、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉圧力容器破損前の対策は「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉の減圧後は原子炉圧力容器破損による溶融炉心の落下に備え、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水を実施する。原子炉圧力容器破損後には、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水を再開するとともに代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却を実施する。また、原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を抑制する。このため、格納容器下部水位計、コリウムシールドを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却については、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」及び「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽及びコリウムシールドが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉格納容器からの除熱を実施するため、代替循環冷却系により、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内のスプレイを同時に行う。このため、代替原子炉補機冷却系、タンクローリ(4kL)を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、復水移送ポンプ、軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、復水移送ポンプ、代替原子炉補機冷却系、タンクローリ(4kL)及び軽油タンクが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は、「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」に整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱により、最終ヒートシンクに熱を逃がせること等から長期的に安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料(添付資料 3.5.1)において、<u>残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態のさらなる維持が可能となる</u>ことが示されている。</p> <p>補足説明資料(添付資料 3.5.1)には、本評価事故シーケンスにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p> <p>・原子炉格納容器安定状態：</p> <p><u>溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面の侵食が停止し、侵食の停止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部への注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第7.2.2-1表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器下部への注水を監視するための計装設備として、格納容器下部水位、復水補給水系流量（原子炉格納容器）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器内の温度、圧力及び線量を監視するための計装設備として、ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)、格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイ冷却系の監視のために、復水補給水系流量（原子炉格納容器）、ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)等を挙げていることを確認した。また、代替循環冷却系の監視のために、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)、サブプレッション・チェンバ・プール水温度、復水補給水系流量（原子炉格納容器）等を挙げていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替原子炉補機冷却系の準備が完了し、代替循環冷却系の運転の準備が完了した時点（解析上は事象発生から20.5時間後）で代替循環冷却系による溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器からの除熱へと移行することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧/低圧注水機能回復操作 ・ 代替注水系起動（制御棒駆動水ポンプによる原子炉注水、消火ポンプによる代替注水、可搬型代替注水ポンプによる代替注水） ・ 格納容器薬品注入操作 ・ 淡水タンクから防火水槽への補給 ・ 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給 ・ ドライウエルクーラによる格納容器除熱 ・ 消火系による格納容器下部注水 ・ 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント <p>② 「技術的能力1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.2.2-1表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>

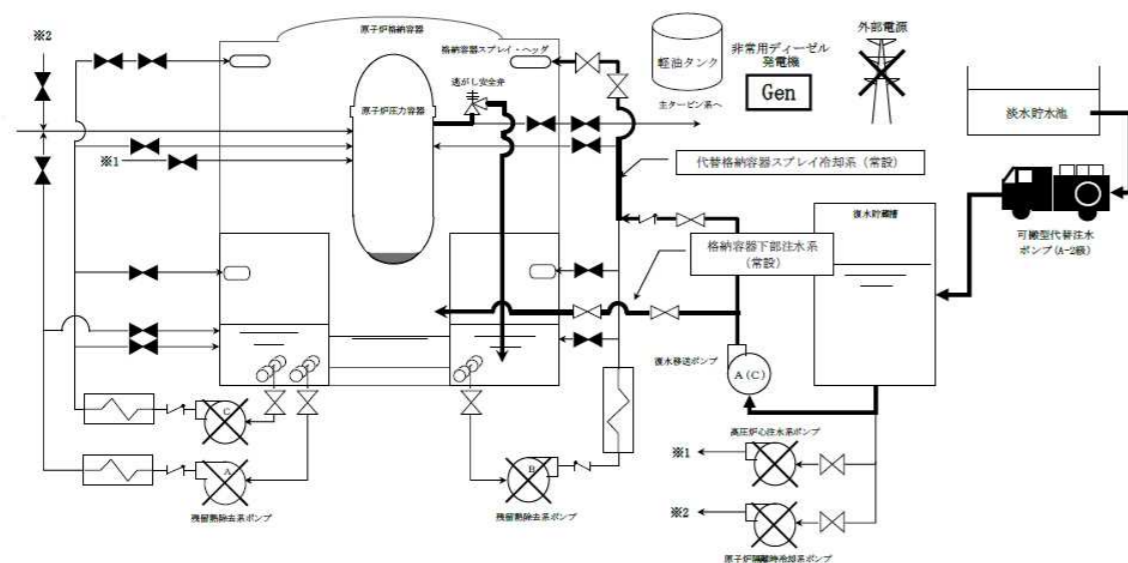
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> <p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p>	<p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)（i）本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策に関する設備として、格納容器下部注水系（常設）等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関する設備として、代替循環冷却系が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>（i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4)（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.2.2-5 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.2.2-5 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要」、「7.2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」及び「7.2.5.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失：</p> <p>原子炉隔離時冷却系系統流量計、高圧炉心注水系系統流量計、残留熱除去系ポンプ吐出圧力計等により、非常用炉心冷却系の安全機能の喪失を確認する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p><u>炉心損傷</u>：</p> <p>格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）で、格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当の10倍を超えた場合、又はCAMSが使用できない場合に原子炉圧力容器表面温度で300℃以上を確認した場合、炉心損傷と判断する。</p> <p><u>逃がし安全弁による原子炉急速減圧の判断</u>：</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁2個を開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p><u>損傷炉心冷却未達成</u>：</p> <p>原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて燃料有効長頂部（TAF）未満、及び原子炉圧力容器下鏡部温度300℃未満により損傷炉心冷却未達成と判断する。</p> <p><u>損傷炉心冷却失敗</u>：</p> <p>原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて燃料有効長頂部（TAF）未満、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達及び、原子炉への注水不能により損傷炉心冷却失敗と判断する。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却の判断</u>：</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達により熔融炉心の下部プレナムへの移行を確認した場合、格納容器圧力0.465MPa[gage]到達を確認した場合又は格納容器温度190℃到達を確認した場合に実施する。</p> <p><u>原子炉格納容器下部への注水の判断</u>：</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達によりリロケーションを確認した場合に実施する。原子炉格納容器下部への総注水量が180m³に到達し、原子炉格納容器下部の水位が2m以上であることを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p> <p><u>原子炉圧力容器破損</u>：</p> <p>圧力容器破損判断パラメータにより判断する。 圧力容器破損判断パラメータは、以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 「過渡起因事象」時 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力の「急激な低下」 上部ドライウエル圧力の「急激な上昇」 下部ドライウエルガス温度の「急激な上昇」 2) LOCA事象起因で下部ドライウエルに水位がある場合 <ul style="list-style-type: none"> 下部ドライウエルガス温度の「急激な低下」 サブプレッションプール水温度の「急激な上昇」 3) LOCA事象起因で下部ドライウエル水位が無い場合 <ul style="list-style-type: none"> 下部ドライウエルガス温度の「急激な上昇」 上部ドライウエル水素濃度の「上昇」 <p><u>熔融炉心への注水</u>：</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を崩壊熱相当の流量にて継続して行う。</p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の判断</u>：</p> <p>代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転の準備を実施する。運転準備の完了後、代替循環冷却系による熔融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。（解析上は事象発生から20.5時間後）</p>

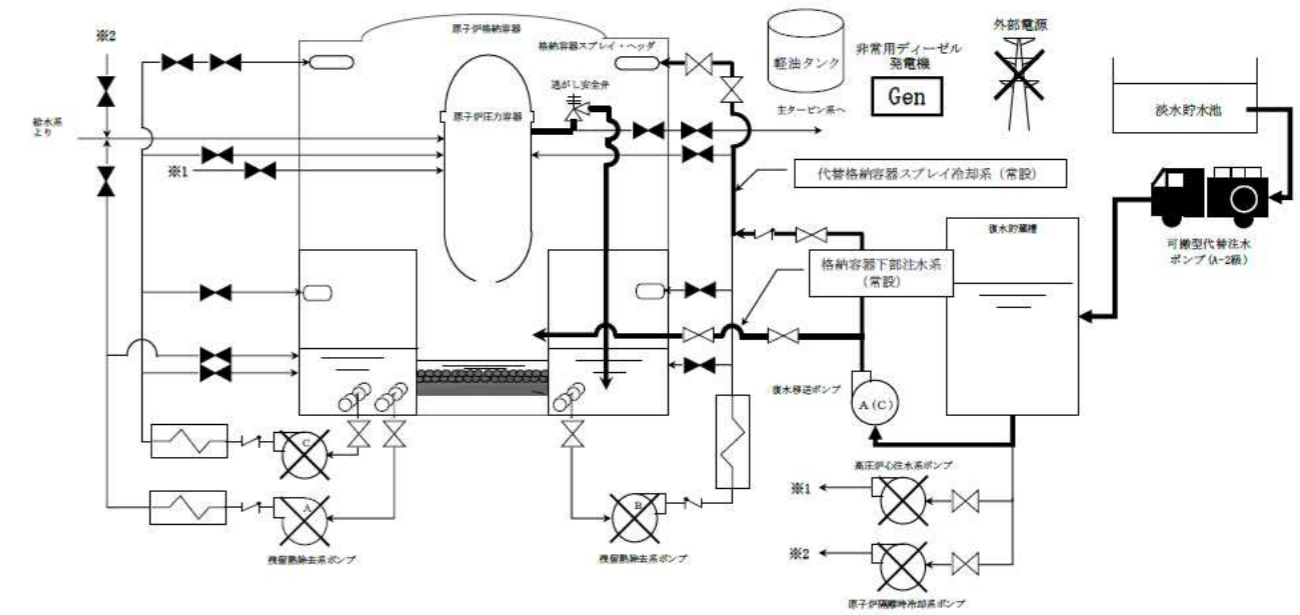
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ (3)1) (vi)①で挙げられた、格納容器薬品注入操作等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から 12 時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



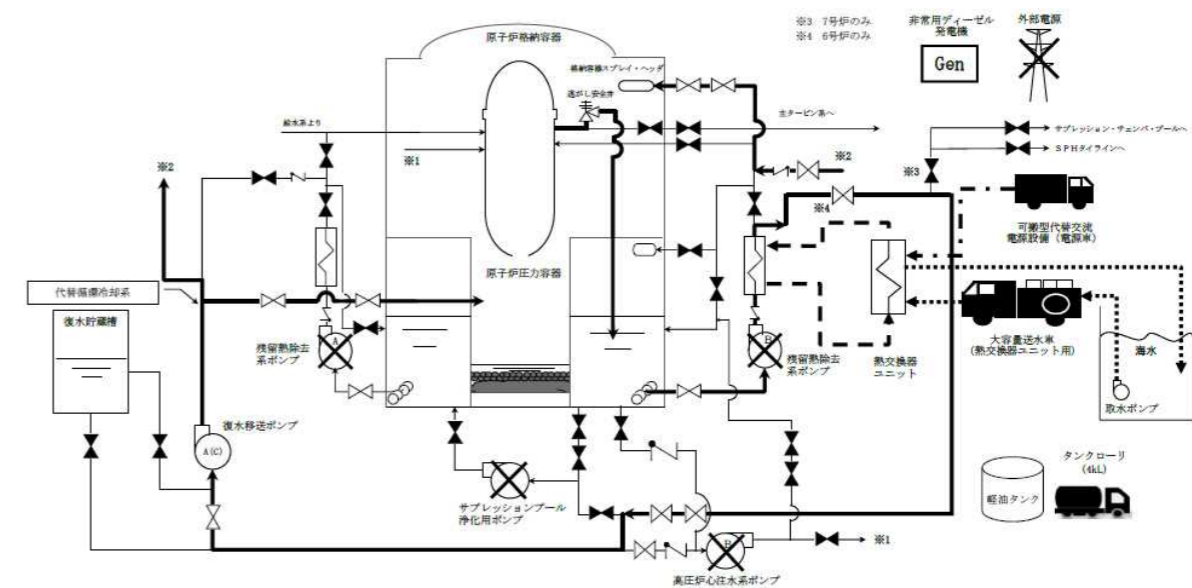
第 7.2.2-1 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (1/4)
(原子炉減圧)



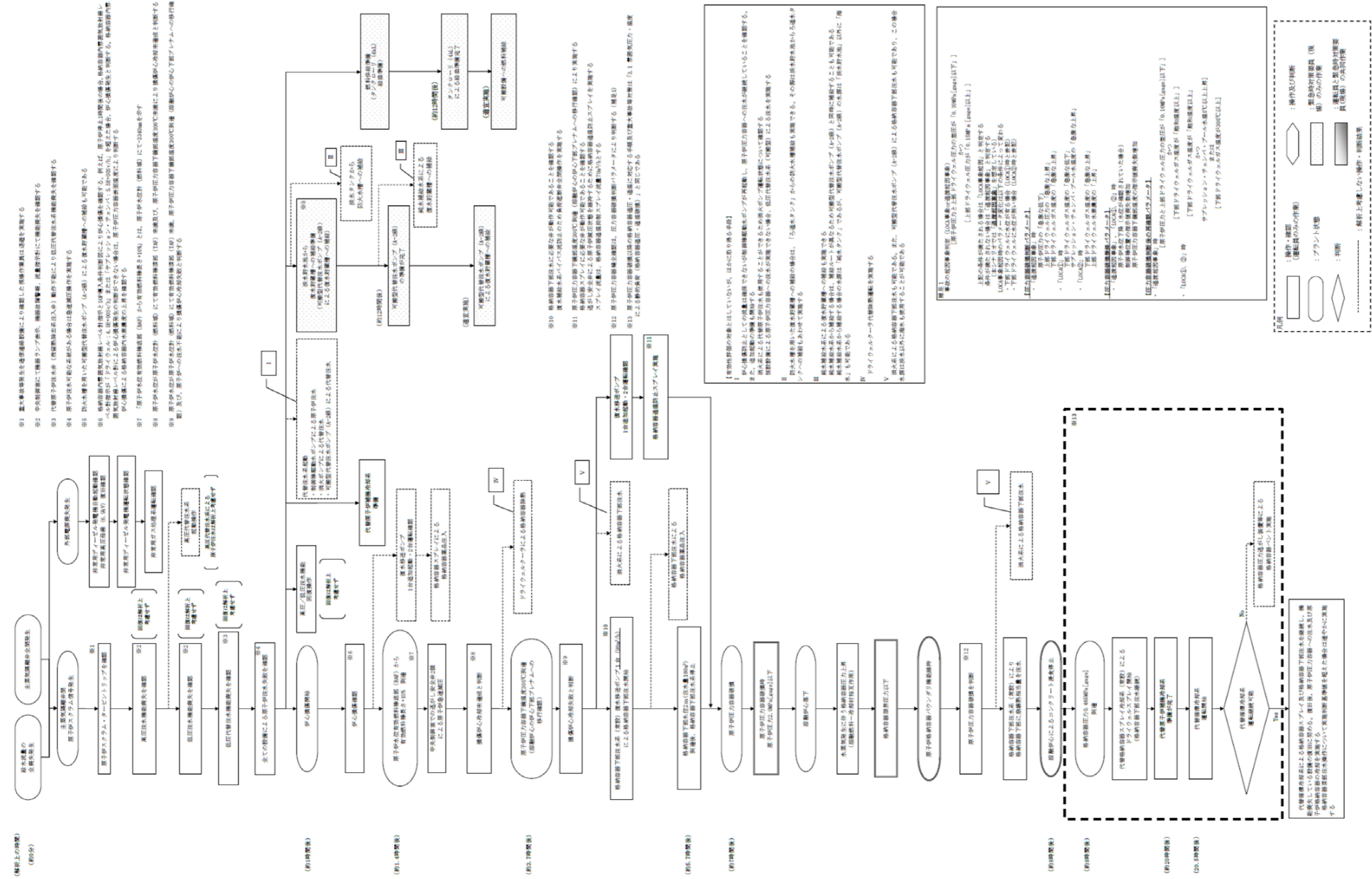
第 7.2.2-2 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4)
(原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)



第 7.2.2-3 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4)
(原子炉圧力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)



第 7.2.2-4 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (4/4)
(代替循環冷却系による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱)



第 7.2.2-5 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）										備考		
	運転員 （中央制御室）		運転員 （現場）		緊急時対策要員 （現場）			14	16	18	20	22	24	26	28	30	32		34	36
	6号	7号	6号	7号	6号	7号														
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成	300分												
	-	-	-	-	※1 ↓ (13人) ※4, ※5	※1 ↓ (13人) ※4, ※5	・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設、起動及び系統水張り	600分												
給油準備	-	-	-	-	※4 ↓ (2人)		・軽油タンクからタンクローリ（4tL）への補給			140分										タンクローリ（4tL）容量に応じて適宜軽油タンクから補給
給油作業	-	-	-	-			・電源車への給油 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油													適宜実施
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	※5 ↓ (3人)	※5 ↓ (3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視													適宜実施
代替循環冷却系 準備操作 （系統構成1）	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替循環冷却系 中央制御室系統構成	30分												
	-	-	(4人) C, D E, F	(4人) c, d e, f	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 （代替格納容器スプレイに影響のない部分）	120分												
原子炉格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水													
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作													0.465～0.390MPa[gage]で 間欠スプレイ
代替循環冷却系 準備操作 （系統構成2）	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止 ・代替循環冷却系 中央制御室系統構成													30分
	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 （復水貯蔵槽戻込弁）													30分
	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 （残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁、第二止め弁）													30分
代替循環冷却系 運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動 ・格納容器スプレイ弁、原子炉格納容器下部注水弁操作													5分
代替循環冷却系 運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替循環冷却系による原子炉格納容器の状態監視													適宜実施
可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による復水貯水池から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	※2 ↓ (4人)		・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）による復水貯蔵槽への補給													適宜実施
給油作業	-	-	-	-	※3 ↓ (2人)		・可搬型代替注水ポンプ（A-2線）への給油													適宜実施
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	8人 (※集要員26人)															

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数

第 7.2.2-6 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(2/2)

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1) (i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しいプラント損傷状態は、「TQUV」である。評価事故シーケンスは、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、発生頻度の観点から逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」を選定したことを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」を選定する。これは、溶融炉心の冷却の観点から、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の細粒化割合が小さく冷却が厳しくなる原子炉圧力容器が低圧で破損するシーケンスのうち、事象初期から原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入する可能性がある「LOCA」を除外し、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心を冷却するための対策実施の時間余裕がより厳しくなるシーケンスであることから選定することを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2) (i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内FP挙動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融炉心によるコンクリート分解等を取り扱うことができるMAAPを用いる」ことを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。	

(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>a. 現象の概要 原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定する。</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を適切に考慮する。</p> <p>（注）原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で溶融炉心の冷却に寄与する十分な原子炉格納容器床の水量及び水位が確保されており、かつ、崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水が行われれば、評価項目を概ね満たすものと考えられる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 原子炉格納容器下部注水設備</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリの防護</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第 37 条 2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていることを確認する。</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1) (i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとしていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、原子炉水位の低下を厳しくする観点から給水流量の全喪失が発生することを確認した。安全機能の喪失に対する仮定として、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失を想定することを確認した。さらに、重大事故等対処設備による原子炉注水に期待しないものとする（代替原子炉注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低圧代替注水系の機能喪失を想定する。格納容器下部注水系等、復水移送ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。）ことを確認した。</p> <p>② 「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力、原子炉水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(MCCI の場合)</p> <p>① 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定していることを確認。</p> <p>② 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 3.2.3 にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 第 7.2.5-2 図にあるとおり、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下は、事象発生から約 7 時間後の原子炉圧力容器破損時に生じており、全溶融炉心が一度に落下することで保守的に評価していることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達によりリロケーションを確認した場合、格納容器下部への注水を行うこと及び原子炉圧力容器が破損し溶融炉心が格納容器下部に落下した場合、格納容器下部への崩壊熱相当の流量で注水を行うこととしており、溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認した。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第 37 条 2-3 (c) にしたいがい、Cs-137 の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の放出割合を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器→原子炉建屋への漏えい量の評価条件を確認。</p> <p>④ 原子炉建屋→環境への漏えい条件を確認。</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>(iv) Cs-137 の放出量評価に関する条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象発生まで、定格出力の 100% で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 50,000 時間とする（サイクル末期の炉心平均燃焼度 30GWd/t）ことを確認した。</p> <p>② Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサプレッション・チェンバ・プールでのスクラビングによる効果を考慮することを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じた設計漏えい率を用いることを確認した。また、非常用ガス処理系による原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率 0.5 回/日を考慮することを確認した。</p> <p>④ 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しないことを確認した。</p> <p>⑤ 該当なし。（格納容器圧力逃がし装置は使用しない。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定</p>	<p>2) (i) 機器条件として、<u>原子炉压力容器破損前の機器条件は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉の減圧後は格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水流量は、原子炉压力容器の破損前は 90m³/h とし、原子炉压力容器の破損後は崩壊熱相</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び最終ヒートシンクに関する流量等の設定を確認。 	<p>当の流量とする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量は、原子炉圧力容器の破損後は、原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して原子炉格納容器の圧力に応じた復水移送ポンプの注入特性に従うものとし（130m³/h 以上）、原子炉格納容器内にスプレイを実施する。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉格納容器下部への注水に約 50m³/h、代替格納容器スプレイ冷却に約 140m³/h の流量配分とし、同時に注水及びスプレイを実施することを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量： 原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して、原子炉圧力容器破損前は、70m³/h とし、原子炉圧力容器破損後は、130 m³/h 以上とする。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）の流量： 原子炉圧力容器の破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき、約 2m の水張りが可能な流量を考慮して、90 m³/h とする（総注水量 180 m³）。原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、崩壊熱相当の注水を行うものとする。</p> <p>代替循環冷却系の流量： 格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮し、格納容器スプレイに約 140 m³/h、原子炉格納容器下部に約 50 m³/h で流量を配分し、スプレイ及び注水を同時に実施する。</p> <p>コリウムシールド： 原子炉格納容器下部の侵食量評価に対しては、コリウムシールドの外側の面積が小さい 6 号炉の床面積を用いる。</p> <p>補足説明資料（31 格納容器下部ドライウェル（ペDESTAL）に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮）において、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮してもペDESTAL 以外に溶融デブリが拡がる恐れはないことが示されている。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注水機能、低圧注水機能及び外部電源について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器下部への注水の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3) (i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>格納容器下部注水系の準備：</u> 「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器内の冷却するための手順等」の操作の成立性において、号炉あたり中央制御室運転員2名及び現場運転員2名により、作業開始の判断から格納容器下部注水の開始まで35分以内で実施するとしており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>格納容器薬品注入操作：</u> 有効性評価上は期待しない操作であるが、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、号炉あたり中央制御室運転員2名及び現場運転員2名により、作業開始の判断から薬液注入開始までを約100分で実施する（薬液注入箇所を選択して実施する場合、約30分で実施可能）としており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>代替原子炉補機冷却系現場操作：</u> 「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、号炉あたり中央制御室運転員2名、現場運転員2名及び緊急時対策要員13名により、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで約115分、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで約540分を実施するとしており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給：</u> 「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、号炉あたり中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名により、作業開始を判断してから可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給開始まで145分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>原子炉圧力容器破損前の操作条件は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。原子炉の減圧後は原子炉格納容器下部への注水は、原子炉圧力容器破損前は原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合に実施し、原子炉格納容器下部に2mの水位が確保できた時点で停止する。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉圧力容器の破損後は原子炉格納容器内の圧力が0.465MPa[gage]又は温度が190℃に到達した場合に実施する。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、代替原子炉補機冷却系への切替えの準備時間等を考慮して、事象発生から20.5時間後とする</u>ことを確認した。また、原子炉格納容器下部への注水の時間余裕は「3.(3)操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 原子炉格納容器下部への注水操作（準備操作を含む。）は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異が考えられるため、操作条件に対する不確かさの影響評価を行うことを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>起回事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位対策の効果： <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内の圧力及び温度 ・ 格納容器下部水位の推移 ・ 格納容器下部壁面及び床面の侵食深さの推移 <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.2.2.2(3)有効性評価の結果」及び「7.2.5.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.2.5-2図により、給水流量が全喪失し、逃がし安全弁からの蒸気流出により、原子炉水位が低下していることを確認した。</p> <p>③ 第7.2.5-3図により、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系が作動していること、第7.2.5-10図により、原子炉格納容器下部への注水が実施されていることを確認した。</p> <p>④ 第7.2.5-10図及び第7.2.5-11図より、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水位は約2m確保されていること、これにより熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器下部壁面及び床面のコンクリート侵食量は約1cmであることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 格納容器下部壁面及び床面の侵食深さの推移</p> <p>② 格納容器圧力及び温度</p> <p>③ 格納容器内の気相濃度</p> <p>④ 環境へのCs-137の放出量</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、以下のとおり確認した。</p> <p>a. 事象発生から約1時間後に炉心損傷に至る。炉心損傷開始後、損傷炉心のリロケーションが進み、原子炉圧力容器下部の温度が上昇する。事象発生から約3.7時間後に原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達し、下部注水が開始され、約2時間で注水が完了する。原子炉圧力容器が破損に至り熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下する時点（事象発生から約7時間後）において約2mの水位が確保され、熔融炉心は冷却される。コンクリートの侵食量は原子炉格納容器下部の床面及び壁面ともに約1cmであり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。</p> <p>b. 炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により、事象発生から7日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は34vol%以上、酸素濃度は約2.6vol%である。水素濃度は13vol%を超えるが、酸素濃度は可燃限界である5vol%を下回る。</p> <p>c. 原子炉圧力容器の破損時に、熔融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下する際、圧カスパイクが生じるが、原子炉格納容器の圧力は約</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>0.51MPa[gage]、温度は約146°Cに抑えられる。</p> <p>d. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下後は、継続的に原子炉格納容器への下部注水を行うことで熔融炉心を冷却するとともに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内を冷却することから、原子炉格納容器内の圧力は0.56MPa[gage]、代替循環冷却開始までの温度は約152°Cに抑えられる。原子炉格納容器内の最高圧力は約0.56MPa[gage]、最高温度は約169°Cである。</p> <p>e. 原子炉格納容器から環境へのCs-137の放出は、原子炉格納容器が健全であるため、設計基準で見込まれた格納容器からの漏えい率を考慮する。保守的に原子炉建屋内での除去効果を考慮せず評価した場合の放出量は約2.5TBq（7日間）となり、100TBqを下回っている。</p> <p>① 第7.2.5-11図にあるとおり、熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって、原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食量は床面及び壁面共に約1cmに抑えられるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p> <p>② 第7.2.5-3図にあるとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる最大圧力は、約0.56MPa[gage]に抑えられ、限界圧力0.62MPa[gage]を下回っていることを確認した。第7.2.5-4図にあるとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる最大温度は、約169°Cであり、限界温度200°Cを下回っていることを確認した。</p> <p>③ 熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食量が約1cmであるため、約4kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって約1400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約4kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が全てを占める。なお、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後（168時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約2.1vol%、ドライ条件で約2.6vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはないことを確認した。</p> <p>④ 環境へのCs-137の放出は、代替循環冷却系を使用しており、放出は漏えいのみであり、放出量は約2.5TBq（7日間）となり、100TBqを下回ることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)、(c)、(f)、(g)及び(i)を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p>	<p>1) (i) 安定状態になるまでの評価について、事象発生から20.5時間後、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>② 事象発生7日以降も含めて環境へのCs-137の放出量を確認。</p>	<p>は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.5-3図及び第7.2.5-4図にあるとおり、事象発生から20.5時間後、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却を開始することにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され、低下傾向にあることを確認した。</p> <p>② 事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約2.6TBq（30日間）及び約2.6TBq（100日間）であり、100TBqを下回っていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

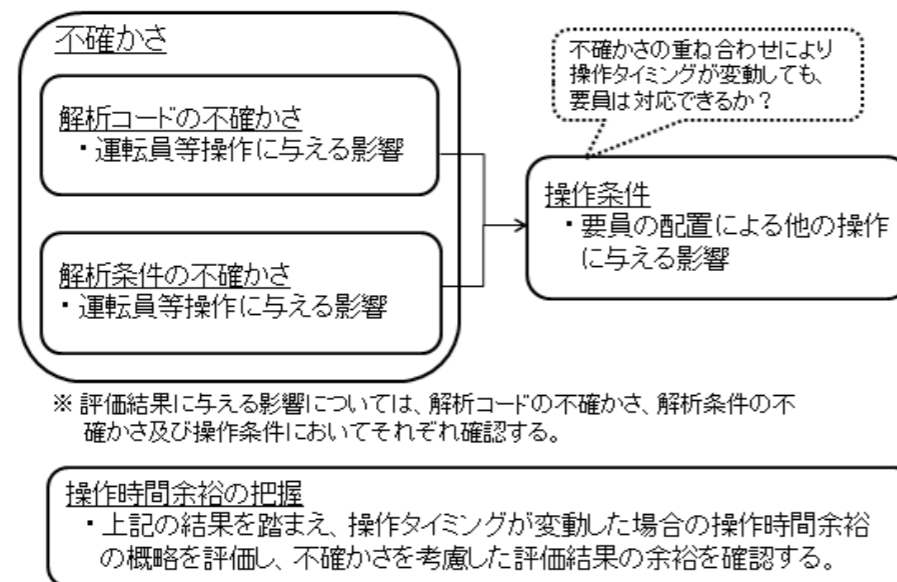
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1) (i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1) (i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、<u>コンクリート侵食の発生を操作の起点とする運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等操作に与える影響の具体的な確認内容は以下の通り。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故及びCORA実験の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、リロケーション開始時間に対する感度は小さいことを確認した。 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERコードとの比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数等の感度解析より、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 <p>以上により、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心損傷後の原子炉圧力容器破損の不確かさとして、最大ひずみを低下させた場合、原子炉圧力容器破損時間が早くなる。これは、原子炉圧力容器破損の時間（事象発生から約7時間後）が、十数分早まる程度である。また、原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力の上昇は急峻であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、運転員等操作に与える影響はない又は小さいことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に</p>	<p>1) (i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>溶融炉心とコンクリートとの間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験、OECD-MCCI 実験等の結果により MAAP 解析の妥当性が確認されている。しかし、これらの現象は不確かさが大きいことからコンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施した。炉心損傷後の原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりが抑制された場合を想定した感度解析を実施した。溶融炉心が原子炉格納容器の床面の中心から外れた位置で円柱を形成した場合、コンクリート侵食量は原子炉格納容器の床面では約1cm、壁面では約1cmであり、評価項目(i)を満足することには変わりはない。また、コンクリート侵食量に対して支配的な溶融炉心の上面熱流束について感度解析を実施した。上面熱流束が圧力に依存しないとした場合、コンクリート侵食量は原子</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響(余裕が大きくなる/小さくなる)を確認。</p>	<p>炉格納容器の床面では約8cm、壁面では約7cmであり、評価項目(i)を満足することには変わりはない。いずれ感度解析においても、コンクリート侵食量の増加に伴い溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量が増加することとなるが、溶融炉心・コンクリート相互作用によって酸素が発生することはなく、可燃性ガスの発生量の増加は相対的に酸素濃度を下げる要因となり、事象発生から7日後において、ドライ条件に換算して、水素濃度は34vol%以上、酸素濃度は2.6vol%以下であり、評価項目(f)を満足することには変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故及びCORA実験の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、リロケーション開始時間に対する感度は小さいことを確認した。 ・ 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERコードとの比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び溶融の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間は早くなることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数等の感度解析より、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 <p>以上により、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心損傷後の原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からのプール水への熱流束について、不確かさに関する感度解析を行った。その結果、溶融炉心の拡がりを抑制した場合の感度解析については、床面で約1cmに抑えられ、溶融炉心からのプール水への熱流束の感度解析については、コンクリートの侵食量は床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられ、原子炉格納容器の構造部材の支持機能への影響はないことを確認した。また、他の不確かさを考慮した場合は、評価結果に与える影響は小さい又はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、及び、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合、並びにコリウムシールド内側への越流を考慮した場合のコンクリートの侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価」において、不確かさ評価を検討した評価条件が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 熔融炉心からプールへの熱流束の影響を確認。</p> <p>③ コンクリート以外の素材の扱いを確認。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>1) (i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 炉心崩壊熱について、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したのとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び熔融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 熔融炉心からプールへの熱流束について、解析条件の 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m² 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ コンクリート以外の素材の扱いについて、解析条件の内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して、最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 熔融炉心からプールへの熱流束の影響を確認。</p> <p>③ コンクリート以外の素材の扱いによる影響を確認。</p> <p>④ 事故シーケンスの影響を確認</p> <p>⑤ 熔融炉心の堆積に関する影響を確認</p>	<p>1) (i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、高めの燃焼度及び既許可上の最大原子炉熱出力を想定することにより、崩壊熱に保守性を与えている。最確条件の場合には、崩壊熱は解析条件よりも小さく、原子炉圧力容器破損までの事象進展が緩やかになるため、原子炉格納容器下部への注水操作に対する準備時間の余裕は大きくなる。また、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。解析条件では、原子炉格納容器内の構造部材について、コンクリート以外は内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮していない。最確条件の場合には、リブ鋼板はコンクリートより融点が高く、ベント管内の水による除熱効果も期待できるため、コンクリート侵食量が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。評価事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」とした場合、事象発生後の原子炉水位の低下が早いこと原子炉圧力容器破損までの時間が約 6 時間と短くなり、熔融炉心の崩壊熱が大きくなるが、熔融炉心によるコンクリート侵食量は原子炉格納容器の床面では約 3cm、壁面では約 3cm であり評価項目 (i) を満足することには変わりはない。さらに、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素濃度及び酸素濃度は、ドライ条件に換算して、それぞれ 34vol%以上及び 2.6vol%以下であり可燃領域に至らないことから、評価項目 (f) を満足することには変わりはない。熔融炉心の堆積に関する不確かさについて、熔融炉心がコリウムシールドを超えてドライウェルサンプルへ流入した場合の影響を確認する観点から、熔融炉心</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>のポロシティ及び溶融炉心落下量の感度解析を実施した。その結果、溶融炉心によるコンクリート侵食量はドライウェルサンプの床面では最大でも約9cm、壁面では約9cmであり評価項目（i）を満足することに変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 炉心崩壊熱について、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 溶融炉心からプールへの熱流束について、解析条件の 800kW/m² 相当（圧力依存あり）に対して、最確条件は 800kW/m² 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。また、コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約 8cm、壁面で約 7cm に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約 118kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約 1,400kg の水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ コンクリート以外の素材の扱いについて、解析条件の内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>④ 事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンス（「TQUV」）の評価条件と同様に電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなるため、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。その結果、コンクリートの侵食量は床面で約 3cm に抑えられ、壁面では約 3cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。なお、本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で 12vol%以上、ドライ条件で 34vol%以上となり、ドライ条件においては、13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で 2.1vol%以下、ドライ条件で 2.6vol%以下であり、可燃限界である 5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはないことを確認した。</p> <p>⑤ 溶融炉心の堆積の不確かさを考慮し、溶融炉心が高電導度廃液サンプ及び低電導度廃液サンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）に流入した場合の影響を確認する観点で、溶融炉心のポロシティ及び溶融炉心落下量についての感度解析を実施した。その際にはドライウェルサンプの床面積が狭く、侵食量評価の観点で厳しい7号炉を選択した。その結果、ドライウェルサンプのコンクリート侵食量は、侵食量が最大となる感度解析結果においても、ドライウェルサンプ床面で約 9cm、ドライウェルサンプ壁面で約 9cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器バウンダリ機能を維持できることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始することとしているため、解析コード及び解析条件の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>② 溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員を配置していることから操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>1. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、実際の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部の水張り操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1) (i) 溶融炉心落下前及び溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）による水張りの操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 下部注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始するとしているが、この温度に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間後であり、操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備することが可能であることから、操作が遅れる可能性は低い。また、下部注水の開始操作の所要時間は約5分であり、下部注水は約2時間で完了する（事象発生から約5.7時間後）ことから、事象発生から約7時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約1時間の時間余裕があることを確認した。また、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については、原子炉圧力容器が破損するまでの時間は事象発生から約7.0時間あり、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) (i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本事故シーケンスにおいて、事象発生から10時間後までの対応及び復旧作業に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて28名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は72名であり対応が可能である。また、事象発生から10時間後以降に必要な参集要員は26名である。これに対して、10時間以内に発電所構外から参集可能な要員は106名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉から5号炉の運転員等も対応可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対応と1号炉から5号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 外部電源は事象発生と同時に喪失することとし、各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする事及び重大事故等対策時に必要な負荷は各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても必要負荷に対しての電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>「重大事故等対策設備について」の補足説明資料において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量が200kVAであり必要負荷が約60kVAであること、及びモニタリング・ポスト用発電機の容量が40kVAであり必要負荷が約2.34kVAであることが示されている。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、本評価事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間継続した場合に必要な水は、号炉当たり約2,700m³（6号炉及び7号炉合わせて約5,400m³）である。これに対して、6号炉及び7号炉の復水貯蔵槽にそれぞれ約1,700m³、6号炉及び7号炉の共用設備である淡水貯水池に約18,000m³、合計約21,400m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、常用ディーゼル発電機を全出力で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約753kL、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水した場合に必要な軽油量は号炉当たり7日間に約15kL、代替原子炉補機冷却系専用の電源車を7日間連続運転した場合に必要な軽油量は号炉当たり約37kL、代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は号炉当たり約11kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約13kLであり、6号炉及び7号炉合わせて合計約1,645kL必要である。 これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約1,020kLで、合計約2,040kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。 水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している原子炉格納容器への下部注水、代替格納容器スプレイ冷却等の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」において、原子炉格納容器への下部注水、代替格納容器スプレイ冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）、（f）、（g）及び（i）を満足している。</p> <p>さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮しても、評価項目（f）及び（i）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱等の対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止（想定事故 1）

1. 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策	4. 1-2
(1) 想定する事故	4. 1-2
(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	4. 1-3
(3) 燃料損傷防止対策	4. 1-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4. 1-11
(1) 有効性評価の方法	4. 1-11
(2) 有効性評価の条件	4. 1-12
(3) 有効性評価の結果	4. 1-15
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4. 1-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4. 1-19
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4. 1-20
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	4. 1-20
b. 操作条件	4. 1-21
(3) 操作時間余裕の把握	4. 1-22
4. 必要な要員及び資源の評価	4. 1-23
5. 結論	4. 1-24

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故 1）

1. 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>（使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止）</p> <p>3-1 第 3 項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の (a) 及び (b) の想定事故とする。</p> <p>(a) 想定事故 1 :</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第 37 条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p>1) 想定する事故は、使用済燃料プール※の冷却機能又は注水機能の喪失により使用済燃料プールの水位が蒸発によって低下するものであり、設置許可基準規則第 37 条解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p> <p>※ガイドにおける「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。</p>

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1. 事故進展の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故 1 の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故 1 の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至る</u>ものであることを確認した。具体的には、「想定事故 1 では、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る。」ものであり、設置許可基準規則第 37 条解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールへの注水を行う</u>ことを確認した。</p>

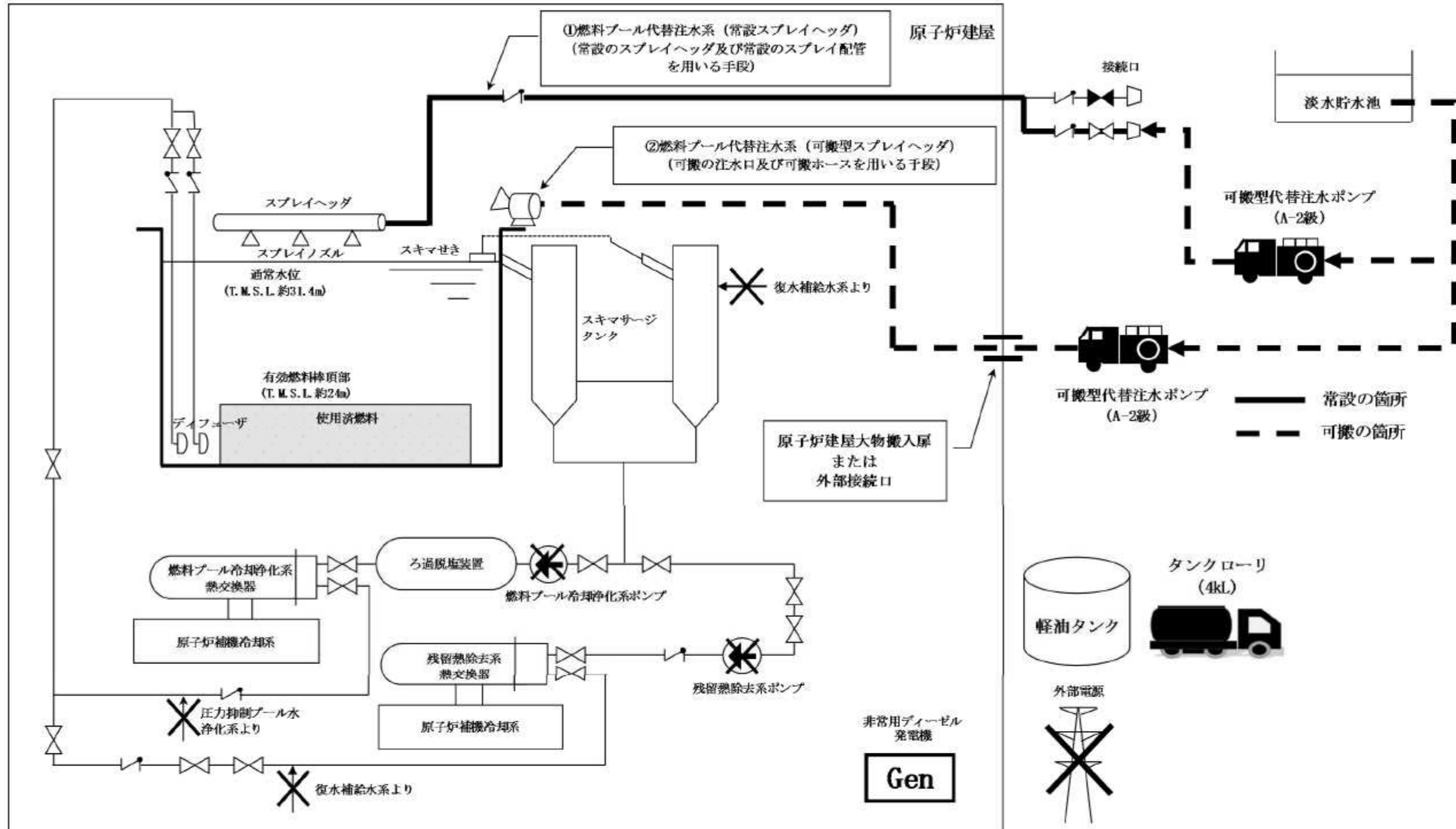
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 想定事故1における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故1における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 想定事故1では、使用済燃料プール冷却機能の喪失を判断する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1-1表「想定事故1」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系系統流量計、復水移送ポンプ吐出圧力計、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故1の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故1の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策として、燃料プール代替注水系（可搬型）により使用済燃料プールへの注水を行う。このため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッドを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、使用済燃料プールの状態を監視する。このため、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料プールへの注水に係る手順については、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への燃料補給に係る手順については、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、タンクローリ（4kL）等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.3.1-1表「想定事故1」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、燃料プール代替注水系（可搬型）の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持することを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料4.1.3）において、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を継続し、残留熱除去系又は燃料プール冷却浄化系を復旧し、復旧後は復水補給水系等によりスキマーサージタンクへの補給を実施する。使用済燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR 想定事故1の場合)</p> <p>① 可搬型代替注水設備による使用済燃料プールへの注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1-1表「想定事故1」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プールの水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>

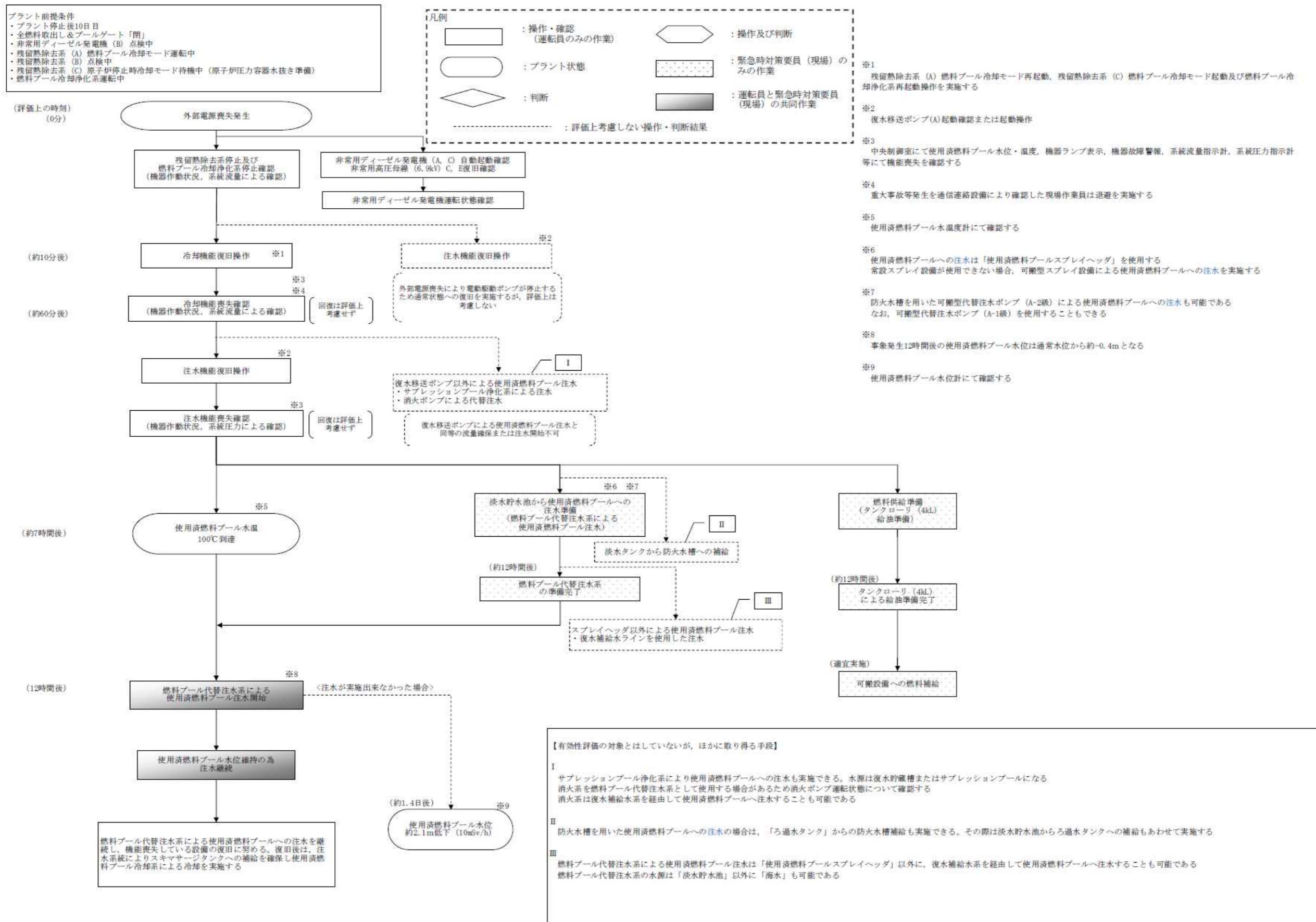
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール冷却機能の回復操作 ・ 使用済燃料プール注水機能の回復操作 ・ 消火系による注水 ・ 淡水タンクから防火水槽への水の補給 <p>② 「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故1における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1-1表「想定事故1」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 <p>設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。</p>	<p>3) (i) 使用済燃料プールへの注水に関連する設備として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、淡水貯水池、ホース、配管、弁等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p>	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.3.1-2図「想定事故1」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.3.1-2 図 「想定事故1」の対応手順の概要」、「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 「想定事故1」に係る判断基準・確認項目等 <u>使用済燃料プール冷却機能の喪失</u>：中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示計、系統圧力指示計等にて、崩壊熱除去機能喪失を確認。 <u>使用済燃料プール注水機能の喪失</u>：中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示計、系統圧力指示計等にて、注水機能の喪失確認（機器作動状況、系統圧力による確認）。
<p>5) 想定事故1の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。 その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。 運転員の操作時間に関する考え方を確認。 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。 (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」と整合していることを確認した。 有効性評価においては、使用済燃料プール冷却系及び注水機能回復操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに記載されていることを確認した。 想定事故1の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。 <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。 <ol style="list-style-type: none"> 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



第 7.3.1-1 図 「想定事故 1」の重大事故等対策の概略系統図
(使用済燃料プールへの注水)



第7.3.1-2 図 「想定事故1」の対応手順の概要

想定事故1							経過時間（時間）														備考	
							1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容															
	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対策本部連絡																
	指揮者	6号	当直副長	1人		各号炉運転操作指揮																
通報連絡者	緊急時対策本部要員		5人		中央制御室連絡 発電所外部連絡																	
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																
状況判断	1人 A	1人 a	-	-	-	-	・外部電源喪失確認 ・使用済燃料プール冷却系停止確認 (燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ) ・非常用ディーゼル発電機 自動起動確認	10分														
使用済燃料プール冷却系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・使用済燃料プール冷却系 機能回復 (燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプ)	適宜実施											対応可能な要員により対応する			
使用済燃料プール注水系復旧作業 (評価上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・使用済燃料プール注水系 機能回復 (復水補給水系)	適宜実施											対応可能な要員により対応する			
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水 (常設スプレイヘッド使用)	-	-	-	-	6人		・放射線防護装備準備 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を用いた使用済燃料プール注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から接続口)、ホース接続、ホース水張り) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を用いた使用済燃料プール注水	10分							360分	適宜実施						
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイヘッド使用) (評価上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプを用いた使用済燃料プール注水準備 (建屋内ホース敷設、可搬型スプレイノズル設置) ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプを用いた使用済燃料プール注水準備 (建屋内ホース接続) ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を用いた使用済燃料プール注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から建屋内ホース)、ホース接続、ホース水張り) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を用いた使用済燃料プール注水	適宜実施											常設スプレイヘッド使用不可の場合要員を確保して対応する			
給油準備	-	-	-	-	2人		・放射線防護装備準備 ・軽油タンクからタンクローリ (4t) への補給	10分							140分	適宜実施		タンクローリ (4t) 残量に応じて適宜軽油タンクから補給				
給油作業	-	-	-	-			・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) への給油	適宜実施														
必要人員数 合計	1人 A	1人 a	0人	0人	8人																	

原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故の対応と使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く（運転開始直後を考慮しても使用済燃料プールの保有水が100℃に到達するまで 1日以上）、原子炉側の事故対応が取束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 7.3.1-3 図 「想定事故1」の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの確認ポイント資料へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料プール水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる最低水位の考え方） 	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/hとし、この線量率に対応する水位（通常水位一約2.1m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする</u>ことを確認した。具体的には、想定事故1では、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料プール水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料プール水位は低下するが、使用済燃料プールへの注水により、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることを評価する。なお、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失によってプール水の温度が上昇し、沸騰を開始する。プール水の補給に失敗すると、蒸発によりプール水が減少しプールの水位が緩慢に低下する。冷却系の回復やプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 通常の冷却機能又は注水機能の喪失を想定する。</p> <p>(b) 申請書に記載された代替冷却設備、代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>3) (i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR 想定事故1の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの扱いを確認。 	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 安全機能の喪失に対する仮定として、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失として、<u>燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失により、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失するものとする</u>ことから、設置許可基準規則第37条解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>② 初期条件として、<u>事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約11MW、初期水温は運転上許容される上限の65℃、初期水位は通常水位とする。使用済燃料プールと原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とする</u>など、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（想定事故1の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールへの注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であるかを確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(2)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>2) (i) 機器条件として、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の流量は45m³/hとする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.3.1-2表 主要評価条件（想定事故1）」等により、想定事故1の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料プールへの注水流量</u>：使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ（A-2）1台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る45m³/hにて注水する。</p> <p><u>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料プール最低水位</u>：<u>放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/h（※）とし、この線量率に対応する水位（通常水位一約2.1m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。</u></p> <p><u>（※）原子炉建屋最上階での作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある値</u></p> <p>(ii) 想定事故1において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料プール冷却機能及び注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3) (i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>使用済燃料プールへの注水</u>：「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は号炉あたり、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員6名であり、可搬型代替注水ポンプ（A-2）の保管場所への移動に20分、送水準備に270分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給</u>：「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は号炉あたり、緊急時対策要員の2名であり、仮設フランジの取付けに20分、補給準備に25分、補給に15分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>タンクローリ（4kL）から可搬型代替注水ポンプ（A-2）への給油</u>：「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において号炉あたり、本操作に係る要員は、緊急時対策要員の2名であり、移動に5分、給油準備・給油に5分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② <u>使用済燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から12時間後としているが、注水開始が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約1.4日後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ <u>使用済燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から12時間後としているが、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」で想定した注水準備の所要時間は90分以内であり、十分な時間余裕が見込まれていることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸騰開始までの時間 ・ 遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間 ・ 使用済燃料プールへの注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること。 	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>1)(i) 事象進展が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.3.1-4図に示されるとおり、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失してから約7時間後に使用済燃料プール水が沸騰し、蒸発による水位低下により事象発生から12時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約0.4mまで低下することを確認した。</p> <p>③ 第7.3.1-4図に示されるとおり、事象発生から12時間後に使用済燃料プールへの注水を開始することで、事象発生から約16時間後に使用済燃料プール水位が通常水位に回復することを確認した。</p> <p>④ 上記③に示すように、可搬型代替注水ポンプ（A-2）による注水の効果を確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水が維持されていることを確認。</p> <p>② 遮蔽を維持できる最低水位が確保されていることを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が約7時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事象発生から12時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約0.4m低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。代替注水の流量は45m³/hであり、使用済燃料プール水温が100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量である約19m³/hを上回っていることから、通常水位に回復され、維持される</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.3.1-4図に示されるとおり、燃料有効長頂部の水位は通常水位-約7mである。また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は通常水位-約2.1mである。第7.3.1-4図に示されるとおり、事象発生から12時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約0.4m低下するが、この時点で、崩壊熱による水の蒸発量を上回る流量で注水を開始することにより、水位を回復することが可能であることから、燃料有効長頂部の冠水が維持され、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位も維持されることを確認した。</p> <p>② ①に示すとおり。</p> <p>③ 使用済燃料プールにおいて、燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)、(b)及び(c)を満足していることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>1)(i) 上記(3)(ii)にあるとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位一約2.1m)となるまでに可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による代替注水を行えること、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の注水流量(45m³/h)は崩壊熱による水の蒸発率(約19m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済燃料は必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることから、使用済燃料プールは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

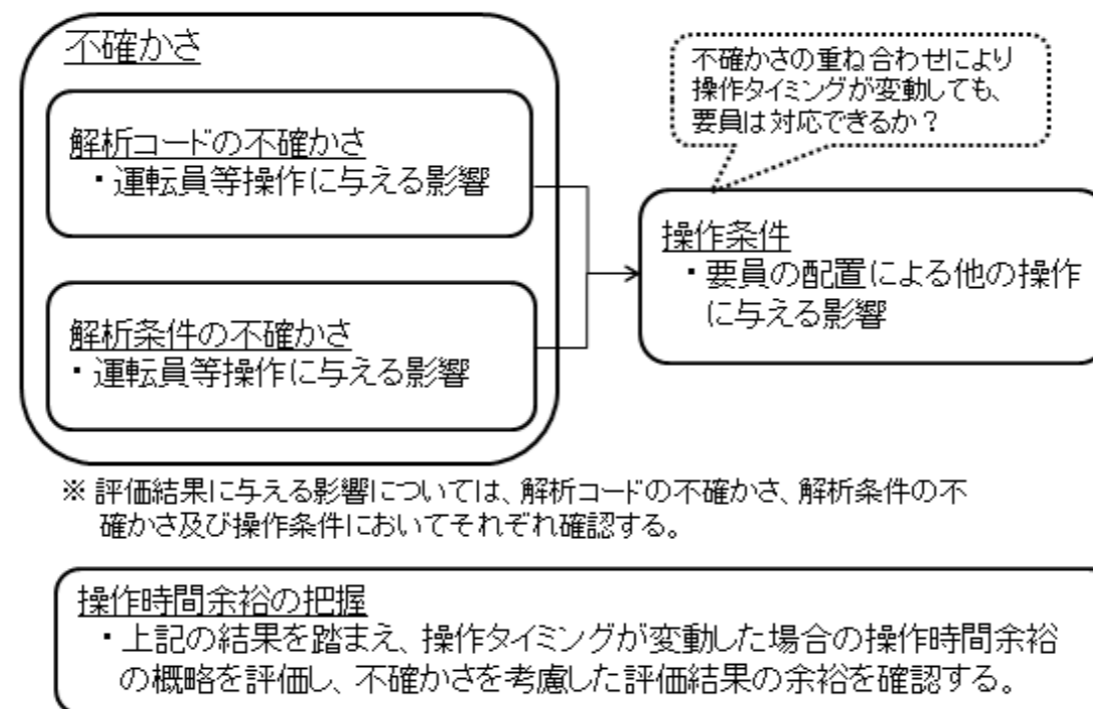
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>1)(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象及びそれによって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料プールの冷却機能の喪失の認知を起点に準備を開始する可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水であることを確認した。本操作は認知の遅れによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの状態の影響を確認。</p>	<p>1)(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱の不確かさを考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期水温の不確かさを考慮し、最確条件の水温（約27～約45℃）を用いた場合、評価条件として設定している水温（65℃）より低くなるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期水位の不確かさを考慮し、評価条件として設定している水位より低い水位とした場合、水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間が短くなるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開放であり、最確条件の保有水量は事故条件として設定している保有水量に対して約2倍となるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等を用いた注水操作の開始は冷却機能喪失の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールの自然蒸発（100℃以下での蒸発）の影響を確認。</p>	<p>1)(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱、初期水温、初期水位等を最確条件とした場合、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、最確条件として自然蒸発による影響を考慮しても、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱（約10MW以下）を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱（約11MW）より小さくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮し、最確条件の水温（約27～約45℃）を用いた場合、解析条件として設定している水温（65℃）より低くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>③ 初期水位の変動を考慮し、初期水位を水位低警報レベル（通常水位一約0.3m）とした場合であっても、放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.2日後であり、十分な時間余裕があるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>④ 自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始するとした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上あり、事象発生から12時間後に燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1））において、不確かさ評価を検討した条件の一覧が示されている。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 想定事故 1 においては、使用済燃料プールの冷却機能の喪失を認知した時点で可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による使用済燃料プールへの代替注水操作に着手するが、この操作は緊急時対策要員 2 名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）への燃料補給操作は別の緊急時対策要員 2 名による操作を想定している。</p> <p>② 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による使用済燃料プールへの注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、<u>使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から 12 時間後としているが、実際には冷却機能喪失を確認した時点で準備を開始し、その 360 分後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（4）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>（i）操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。（想定事故1の場合）</p> <p>① 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達する時間と使用済燃料プールへの注水操作が開始できる時間から余裕時間を確認。</p>	<p>1) (i) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの注水が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 使用済燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から12時間後としているが、実際には冷却機能喪失を確認した時点で準備を開始し、その360分後には注水が可能となる。このため、水位回復が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、注水が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位（通常水位一約2.1m）に到達するのは事象発生から約1.4日後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の使用済燃料プールへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) (i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて18名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は64名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉から5号炉の運転員等も対応可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対応と1号炉から5号炉の使用済燃料プールへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水は、電源の供給を必要としない。計装設備等に対して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても必要負荷に対しての電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>「重大事故等対策設備について」の補足説明資料において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量が200kVAであり必要負荷が約60kVAであること、及びモニタリング・ポスト用発電機の容量が40kVAであり必要負荷が約2.34kVAであることが示されている。</p>
<p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故1における対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、号炉当たり約3,100m³（6号炉及び7号炉合わせて約6,200m³）である。これに対して、6号炉及び7号炉の共用設備である淡水貯水池に約18,000m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源の充足性について、本想定事故において、非常用ディーゼル発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は号炉当たり約753kL、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を7日間継続運転した場合に必要な軽油量は号炉当たり約15kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約13kLであり、6号炉及び7号炉合わせて合計約1,549kL必要である。これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約1,020kL、合計約2,040kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p data-bbox="142 321 329 359">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 369 605 401">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="142 415 1023 583">・ 具体的には、想定事故1の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1101 279 2733 317">使用済燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1080 323 2843 491">「想定事故1」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1101 499 2466 537">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1101 546 2703 583">以上のとおり、使用済燃料プールの「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止（想定事故2）

1. 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策	4.2-2
(1) 想定する事故	4.2-2
(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	4.2-3
(3) 燃料損傷防止対策	4.2-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4.2-11
(1) 有効性評価の方法	4.2-11
(2) 有効性評価の条件	4.2-12
(3) 有効性評価の結果	4.2-16
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4.2-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4.2-20
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4.2-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	4.2-21
b. 操作条件	4.2-22
(3) 操作時間余裕の把握	4.2-23
4. 必要な要員及び資源の評価	4.2-24
5. 結論	4.2-25

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故 2）

1. 想定事故 2 の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第 3 項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の (a) 及び (b) の想定事故とする。</p> <p>(b) 想定事故 2 :</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第 37 条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p>1) 想定する事故は、サイフォン現象等により使用済燃料プール※の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下するものであり、設置許可基準規則第 37 条解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p> <p>※ガイドにおける「使用済燃料貯蔵槽」を申請者が用いている名称である「使用済燃料プール」と言い換える。</p>

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽 6、7）
<p>1. 事故進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故 2 の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な流出が発生し、使用済燃料プール水位が低下し、燃料が露出して損傷に至るものであることを確認した。具体的には、「想定事故 2 では、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、燃料は露出し、燃料損傷に至る。」ものであり、設置許可基準規則第 37 条 解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故 2 の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料プールからの水の漏えいを停止するとともに、注水を行うことを確認した。</p>

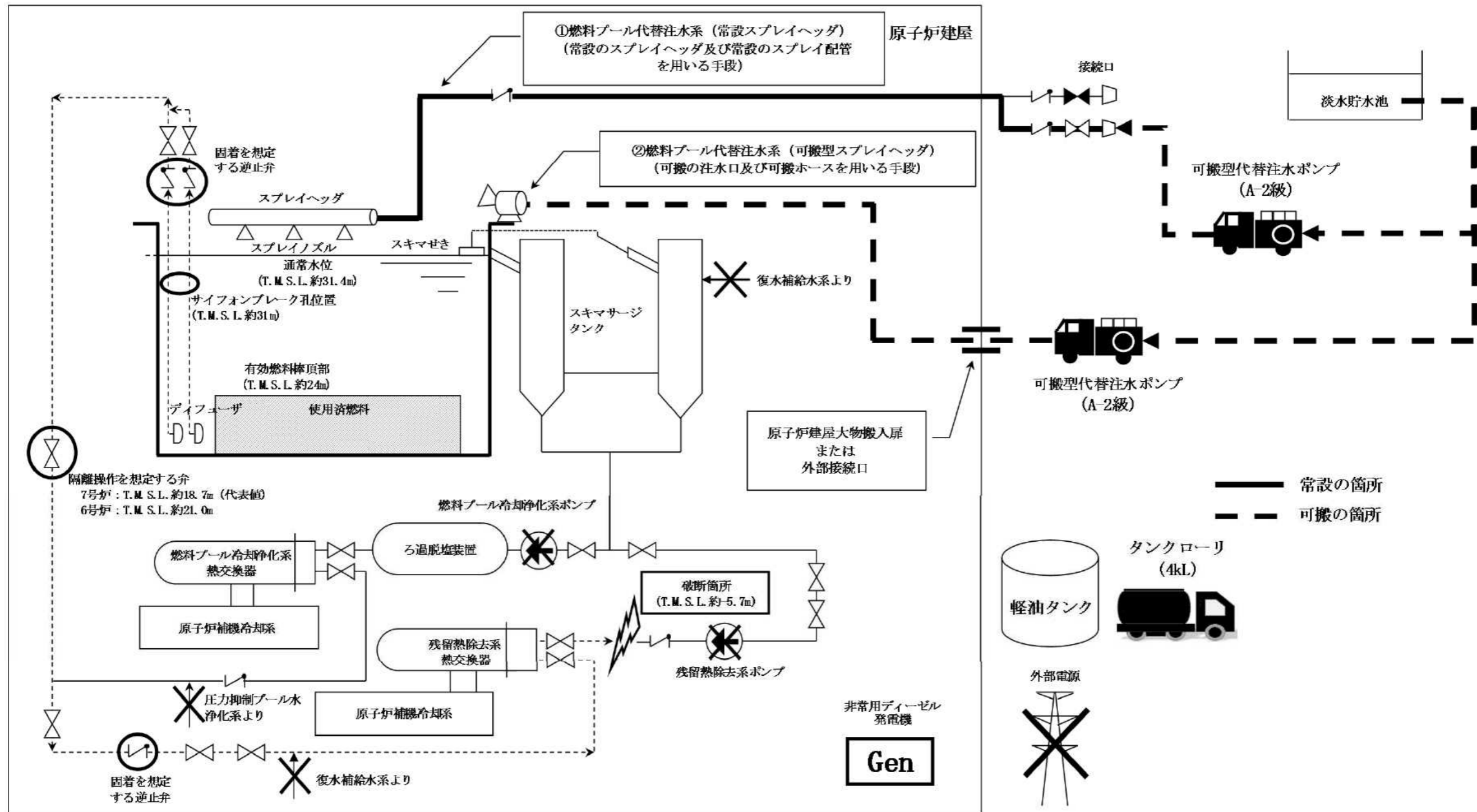
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 想定事故2における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故2における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 想定事故2では、使用済燃料プール水位の低下を確認する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.2-1表「想定事故2」の重大事故等対策について」において、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故2の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故2の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策として、<u>使用済燃料プールからの水の漏えい箇所を隔離し、燃料プール代替注水系（可搬型）により使用済燃料プールへの注水を行う。</u>このため、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッドを<u>重大事故等対処設備として新たに整備する。</u>また、使用済燃料プールの状態を監視する。このため、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA）、<u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料プールからの水の漏えいの停止及び使用済燃料プールへの注水に係る手順については、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への燃料供給に係る手順については、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、タンクローリ（4kL）等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.3.2-1表「想定事故2」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、燃料プール代替注水系（可搬型）の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持することを確認した。</p> <p><u>なお、補足説明資料（添付資料4.1.3）において、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を継続し、残留熱除去系又は燃料プール冷却浄化系を復旧し、復旧後は復水補給水系等によりスキマーサージタンクへの補給を実施する。使用済燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</u></p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR 想定事故2の場合)</p> <p>① 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.2-1表「想定事故2」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）等が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プールの水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できることが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール冷却機能の回復操作 ・ 使用済燃料プール注水機能の回復操作 ・ 消火系による注水 ・ 淡水タンクから防火水槽への水の補給 <p>② 「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故2における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.2-1表「想定事故2」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 ・ 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3) (i) 使用済燃料プールからの水の漏えいの停止に関連する設備として、漏えい箇所の隔離操作に用いる弁等が概略系統図に示されていることを確認した。また、使用済燃料プールへの注水に関連する設備として、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイヘッド、淡水貯水池、ホース、配管、弁等がこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.3.2-2 図「想定事故2」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.3.2-2 図「想定事故2」の対応手順の概要」、「7.3.2.1(3)燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故2」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>使用済燃料プール水位低下</u>：燃料プール水位低警報により使用済燃料プール水位低下を確認。</p> <p><u>サイフォン現象による漏えい</u>：使用済燃料プール及び燃料プール冷却浄化系からの漏えいが無いことにより、サイフォン現象により使用済燃料プール水が漏えいしていると判断。</p> <p><u>使用済燃料プール注水機能喪失</u>：中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示計、系統圧力指示計等にて、注水機能喪失を確認。</p> <p><u>使用済燃料プール冷却機能喪失</u>：注水機能喪失により、残留熱除去系ポンプが起動しないことを確認することから、残留熱除去系を用いた冷却機能喪失を確認。また、注水機能喪失により、スキマーサージタンクはいずれ枯渇するため燃料プール冷却浄化系を用いた冷却機能喪失を確認。</p>
<p>5) 想定事故2の対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、使用済燃料プール注水機能の回復操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに記載されていることを確認した。</p> <p>④ 想定事故2の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p>

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



第 7.3.2-1 図 「想定事故 2」の重大事故等対策の概略系統図
(使用済燃料プールへの注水)

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p>
<p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p>	
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>（i）事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p>	
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの確認ポイント資料へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>（想定事故2の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料プール水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる最低水位の考え方） 	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料プールにおける放射線の遮蔽を維持できる最低水位の確保をもって、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満たすものとする。ここで、放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/hとし、この線量率に対応する水位（通常水位ー約2.1m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする</u>ことを確認した。具体的には、想定事故2では、残留熱除去系配管における貫通クラックを起因とするサイフォン現象により使用済燃料プール水位が低下し、使用済燃料プール注水機能の喪失が重畳する。これにより、使用済燃料プール水温が上昇し、沸騰・蒸発により水位は低下するが、使用済燃料プールからの水の漏えい箇所の隔離及び使用済燃料プールへの注水により、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることを評価する。なお、放射線の遮蔽が維持される最低水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(2) 想定事故2</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>サイフォン現象等によりプール水の小規模な喪失が発生し、プール水の補給に失敗すると、使用済燃料貯蔵槽の水位は低下する。その後もプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等を想定する。</p> <p>(b) 解析にあたってはサイフオンブレイカーの効果は考慮しない。ただし、地震等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性等が確保され、プール水流出の停止操作を確実にこなすことが示されれば、その効果を考慮することができる。さらに、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフオンブレイカーであれば、その効果を考慮できる。</p> <p>（サイフォン防止用の逆止弁の場合には、開固着等のリスクを考慮する。）</p> <p>(c) 申請書に記載された代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>(d) 地震や建屋の爆発、火災、使用済燃料貯蔵槽からの溢水等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性等が確保され、プール水流出の停止操作を確実にこなすことが示されれば、その効果を考慮することができる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR 想定事故2の場合)</p> <p>③ 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの扱いを確認。</p>	<p>1) (i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等の操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から外部電源はないものとすることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 安全機能の喪失に対する仮定として、使用済燃料プール水位を最も低下させるサイフォン現象の起因として、原子炉建屋地下階の残留熱除去系配管に貫通クラックが発生すると想定する。同時に、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系から使用済燃料プールに給水する配管に設置された逆止弁が異物の噛み込みにより固着し、逆止弁機能が十分に働かないと想定する。さらに、ディフューザ配管のサイフォンブレイク孔の効果に期待せず、使用済燃料プール水が約70m³/hの流量で漏えいすると想定する。これらに重畳して、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を考慮することから、設置許可基準規則第37条解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>② 初期条件として、事象発生時の使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約11MW、初期水温は運転上許容される上限の65℃、初期水位は通常水位とすることを確認した。</p> <p>③ その他の条件については、使用済燃料プールと原子炉ウエルとの間に設置されているプールゲートは、保有水量を厳しく評価する観点から閉とするなど、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。</p>	
<p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（想定事故2の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールへの注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であるかを確認。 	<p>2) (i) 機器条件として、<u>可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の流量は45m³/hとする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.3.2-2表 主要評価条件（想定事故2）」より、想定事故2の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料プールへの注水流量</u>：使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ（A-2）1台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る45m³/hにて注水する。</p> <p><u>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料プール水位</u>：<u>放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/h（※）とし、この線量率に対応する水位（通常水位一約2.1m）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。</u></p> <p><u>（※）原子炉建屋最上階での作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある値</u></p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(2)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故2において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料プールの注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>使用済燃料プールからの水の漏えい箇所の隔離</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室運転員2名、現場運転員2名であり、移動及び水位低下要因調査に60分、手動弁隔離に30分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>使用済燃料プールへの注水</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員6名であり、可搬型代替注水ポンプ（A-2）の保管場所への移動に30分、送水準備に270分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、緊急時対策要員の2名であり、仮設フランジの取付けに20分、補給準備に25分、補給に15分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>タンクローリ（4kL）から可搬型代替注水ポンプ（A-2）への給油</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、緊急時対策要員の2名であり、移動に5分、給油準備・給油に5分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② <u>使用済燃料プールからの水の漏えい箇所の隔離</u>：漏えい箇所の評価上の隔離完了時間は事象発生から約150分後としているが、隔離が遅れた場合でも、水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約7.1時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から12時間後としているが、注水開始が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下するのは事象発生から約23時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ <u>使用済燃料プールへの注水</u>：使用済燃料プールへの注水の評価上の開始時間は事象発生から12時間後としているが、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」で想定した注水準備の所要時間は90分以内であり、十分な時間余裕が見込まれていることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸騰開始までの時間 ・ 遮蔽が維持できる最低水位となるまでの時間 ・ 使用済燃料プールへの注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>1)(i) 事象進展が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.3.2-4図に示されるとおり、サイフォン現象により事象発生から約150分後に使用済燃料プールの水位は通常水位から約0.8m低下し、事象発生から約12時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約1.2mまで低下することを確認した。</p> <p>③ 第7.3.2-4図に示されるとおり、事象発生から約150分後に漏えい箇所の隔離操作を実施した時点で水位低下は停止することを確認した。事象発生から12時間後に使用済燃料プールへの注水を開始することで、事象発生から約23時間後に使用済燃料プール水位が通常水位に回復することを確認した。</p> <p>④ 上記③に示すように、可搬型代替注水ポンプ(A-2)による注水の効果を確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水が維持されていることを確認。</p> <p>② 遮蔽を維持できる最低水位が確保されていることを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>サイフォン現象により、使用済燃料プール内の水位が低下する。事象発生から約150分後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約0.8m低下するが、漏えい箇所の隔離により、水位の低下が停止する。使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料プール内の水温が約7時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事象発生から12時間後、使用済燃料プールの水位は通常水位から約1.2m低下するが、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は確保されている。この時点で使用済燃料プールへの代替注水を開始する。代替注水の流量は45m³/hであり、使用済燃料プール水温が100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量である約19m³/hを上回っていることから、通常水位に回復され、維持される</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.3.2-4図に示されるとおり、燃料有効長頂部の水位は通常水位-約7mである。また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は通常水位-約2.1mである。第7.3.2-4図に示されるとおり、事象発生から12時間後までに使用済燃料プール水位は通常水位から約1.2m低下するが、この時点で、崩壊熱による水の蒸発量を上回る流量で注水を開始することにより、水位を回復することが可能であることから、燃料有効長頂部の冠水が維持され、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位も維持されることを確認した。</p> <p>② ①に示すとおり。</p> <p>③ 使用済燃料プールにおいて、燃料はポロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、評価結果は使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の評価項目(a)、(b)及び(c)を満足していることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、上記(3)(ii)に示したとおり、放射線の遮蔽を維持できる最低水位(通常水位一約2.1m)となるまでに漏えい箇所を隔離し、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による代替注水を行えること、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の注水流量(45m³/h)は崩壊熱による水の蒸発率(約19m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済燃料は必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持されることから、使用済燃料プールは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

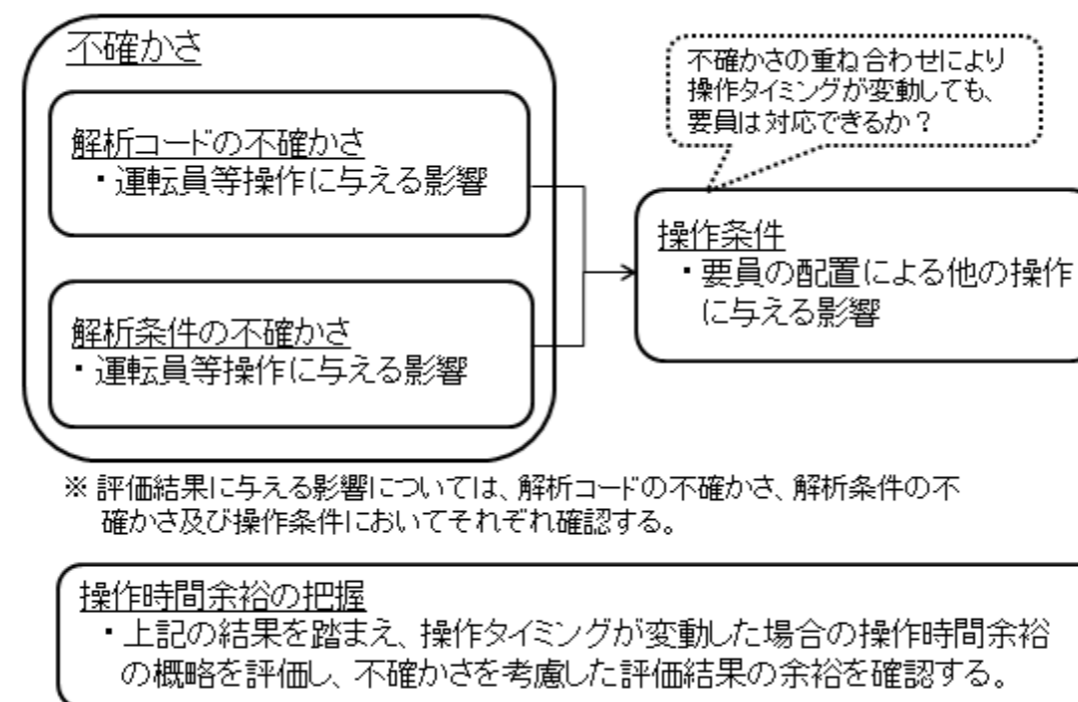
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>1)(i) 評価条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象及びそれによって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料プールの水位低下の認知を起点とする漏えい箇所の隔離操作及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水であることを確認した。本操作は認知の遅れによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールに隣接する原子炉ウエルの状態の影響を確認。</p>	<p>1)(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱の不確かさを考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、漏えい箇所の隔離操作の開始は、水位低下の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による注水の準備は、冷却機能又は注水機能喪失を認知した時点から準備を開始するため運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期水温の不確かさを考慮し、最確条件の水温（約 27～約 45℃）を用いた場合、事故条件として設定している水温（65℃）より低くなるが、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、漏えい箇所の隔離操作の開始は、水位低下の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による注水の準備は、冷却機能又は注水機能喪失を認知した時点から準備を開始するため運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期水位の不確かさを考慮し、評価条件として設定している水位より低い水位とした場合、水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間が短くなるが、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、漏えい箇所の隔離操作の開始は、水位低下の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による注水の準備は、冷却機能又は注水機能喪失を認知した時点から準備を開始するため運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開放であり、最確条件の保有水量は事故条件として設定している保有水量に対して約 2 倍となるが、<u>使用済燃料プールの水温上昇速度及び水位低下速度は変動するが、漏えい箇所の隔離操作の開始は、水位低下の確認を起点とするため、運転員等の操作時間に与える影響はない</u>ことを確認した。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による注水の準備は、冷却機能又は注水機能喪失を認知した時点から準備を開始するため運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 使用済燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料プールの自然蒸発(100℃以下での蒸発)の影響を確認。</p>	<p>1)(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱、初期水温、初期水位等を最確条件とした場合、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、最確条件として自然蒸発による影響を考慮しても、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱（約 10MW 以下）を用いた場合、評価条件として設定している崩壊熱（約 11MW）より小さくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮し、最確条件の水温（約 27～約 45℃）を用いた場合、評価条件として設定している水温（65℃）より低くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>③ 初期水位の変動を考慮し、初期水位を水位低警報レベル（通常水位ー約 0.3m）とした場合であっても、放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 20 時間後であり、十分な時間余裕があるため、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。</p> <p>④ 自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始するとした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 16 時間後であり、事象発生から 12 時間後に燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 4.2.5 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2））において、不確かさ評価を検討した条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 想定事故2においては、水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認した時点で可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの代替注水操作に着手するが、この操作は緊急対策要員2名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。なお、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への燃料補給操作は別の緊急対策要員2名による操作を想定している。</p> <p>② 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、<u>使用済燃料プールの隔離操作の完了時間は事象発生から150分後としているが、この時間には隔離操作の着手前に注水機能の喪失を確認する時間として60分が含まれており、実際には、水位低下を確認した時点で隔離操作に着手可能となることから、この時間には余裕が含まれる。このため、隔離操作の完了が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。 （想定事故2の場合）</p> <p>① 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達する時間と漏えい箇所の隔離操作が開始できる時間から時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）等による使用済燃料プールへの注水が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 使用済燃料プールの隔離操作の完了時間は事象発生から150分後としているが、この時間には隔離操作の着手前に注水機能の喪失を確認する時間として60分が含まれており、実際には、水位低下を確認した時点で隔離操作に着手可能となることから、この時間には余裕が含まれる。このため、隔離操作の完了が早まり、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、隔離が遅れた場合でも、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位（通常水位—約2.1m）に到達するのは事象発生から約7時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。また、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの注水を開始する時間は、事象発生から12時間後である。これに対し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位（通常水位—約2.1m）まで低下する時間は、事象発生から約23時間後であるため、十分な時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の使用済燃料プールへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて22名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は64名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1号炉から5号炉の運転員等も対応可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対応と1号炉から5号炉の使用済燃料プールへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による注水は、電源の供給を必要としない。計装設備等に対して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても必要負荷に対しての電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>「重大事故等対策設備について」の補足説明資料において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量が200kVAであり必要負荷が約60kVAであること、及びモニタリング・ポスト用発電機の容量が40kVAであり必要負荷が約2.34kVAであることが示されている。</p>
<p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故2における対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故において、燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、号炉当たり約3,300m³（6号炉及び7号炉合わせて約6,600m³）となる。これに対して、6号炉及び7号炉の共用設備である淡水貯水池に約18,000m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源の充足性について、本想定事故において、非常用ディーゼル発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は号炉当たり約753kL、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を7日間継続運転した場合に必要な軽油量は号炉当たり約15kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約13kLであり、6号炉及び7号炉合わせて合計約1,549kL必要である。これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約1,020kL、合計約2,040kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p data-bbox="133 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="133 369 593 401">・ 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="133 415 1012 579">・ 具体的には、想定事故2の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1092 279 2718 310">使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1092 325 2807 489">「想定事故2」において、使用済燃料プールへの代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（燃料プール冷却浄化系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1092 504 2451 535">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1092 550 2689 581">以上のとおり、使用済燃料プールの「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

崩壊熱除去機能喪失

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

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

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。 （注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」における事故シーケンスは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱除去機能喪失（RHR機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・注水系失敗 ② 崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・注水系失敗 ③ 崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失）＋崩壊熱除去・注水系失敗 ④ 外部電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗</p>

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

事故シーケンス	主要事故シーケンス ^{*1}		対応する主要な燃料損傷防止対策 （下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す）		着眼点 （a. 余裕時間, b. 設備容量, c. 代表シーケンス）			着眼点と選定理由
			燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a.	b.	c.	
崩壊熱除去機能喪失	◎	①崩壊熱除去機能喪失（RHR機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{*3}	— ^{*3}	低	低	中	a 異常の認知や待機中のECCS・低圧代替注水系の起動といった緩和措置の実施までに掛かる時間（最大2時間）に比べて十分時間がある（最も短いPOS-Sで約3.9時間）ため「低」とした b 待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量（HPCF 727m ³ /h, LPFL 954m ³ /h, MUWC(原子炉側注水) 90m ³ /h）に比べて十分小さいため（最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいても51m ³ /h）「低」とした c 事故シーケンスグループに対する寄与割合が98%と支配的である③の事故シーケンスを「高」とし、寄与割合が1%である①と④の事故シーケンスを「中」とした ・②の代替除熱機能喪失[フロントライン]はC/U等であり、これらの使用期間は①で想定しているRHRよりも崩壊熱が減少した場合であるため、「a. 余裕時間」、「b. 設備容量」が①の想定より厳しくなく、②の事故シーケンスは選定しない ・有効性評価では外部電源喪失の重畳を考慮しており、③の事故シーケンスに外部電源喪失の重畳を考慮すると「全交流動力電源喪失」で考慮している⑥の事故シーケンスと同様の事象進展及び対策となるため（全交流動力電源喪失の有効性評価では補機冷却系機能喪失も考慮しているため）、③の事故シーケンスは選定しない ・④の事故シーケンスはD/Gに期待できるシナリオであり、「全交流動力電源喪失」で考慮している⑥の事故シーケンスと比べて事象進展や対策が厳しくなく選定しない ・以上から、①のRHR機能喪失[フロントライン]を起回事象とする事故シーケンスを選定
			原子炉への注水機能	・待機中のECCS ・（残留熱除去系[低圧注水系]） ^{*4} ・低圧代替注水系（常設） ・MUWP, SPCU, FP, 消防車 ^{*5}				
	—	崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{*3}	— ^{*3}	低	低	低	
			原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策				
— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失）＋崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{*3}	・代替原子炉補機冷却系	低	低	高		
— ^{*2}	外部電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備					
— ^{*2}	外部電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{*3}	・代替原子炉補機冷却系	低	低	中		
— ^{*2}	外部電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策					

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>1)(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失するため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至るものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体からの除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、待機している残留熱除去系（低圧注水モード）を用いて炉心注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。安定状態に向けた対策としては、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

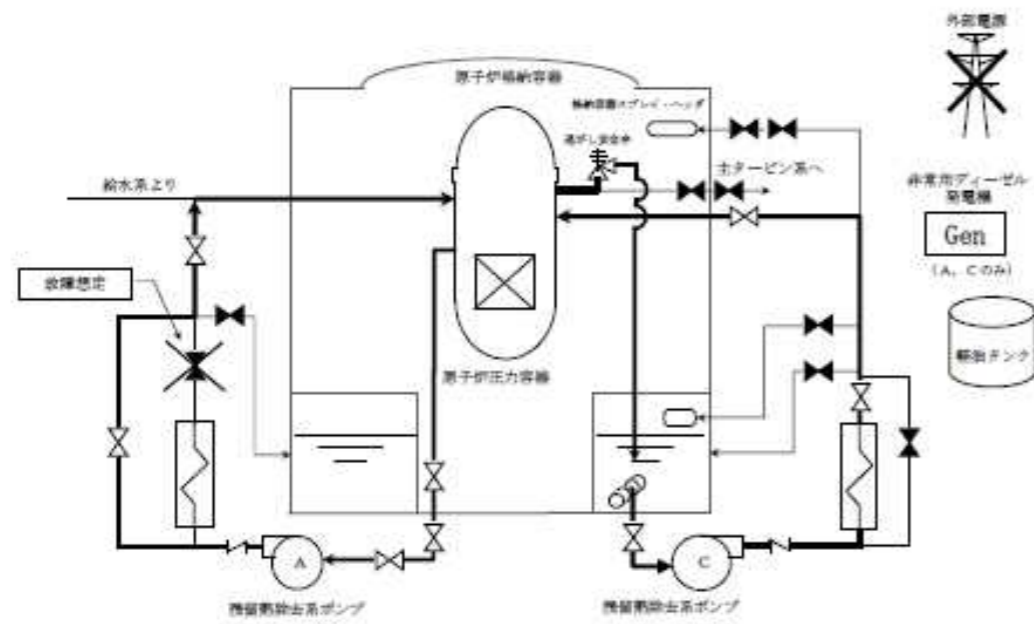
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、残留熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第7.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系系統流量計、残留熱除去系熱交換器出口温度計及び残留熱除去系熱交換器入口温度計が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を開始し、原子炉水位を回復する。このため、逃がし安全弁、残留熱除去系（低圧注水モード）、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水は、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクが挙げられていることを確認した。対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（低圧注水モード）が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位の回復後、中央制御室にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替えることにより、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を行い、原子炉圧力容器からの除熱を実施する。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されている残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、非常用ディーゼル発電機及び軽油タンクにて原子炉の除熱を挙げていること、「第7.4.1-1表「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切替えによる炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>③ <u>補足説明資料（添付資料5.1.4）において、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となることが示されている。</u> <u>補足説明資料（添付資料5.1.4 安定状態について）において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できる」としていることが示されている。</u></p>

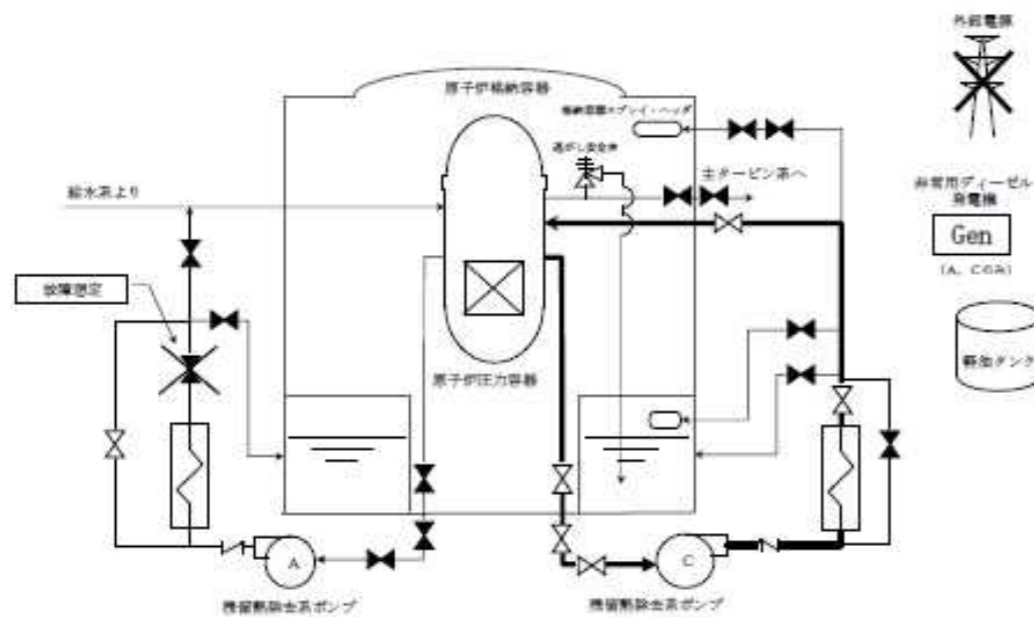
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 原子炉の注水に係る計装設備を確認。 ② 原子炉の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第7.4.1-1表 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 残留熱除去系(低圧注水モード)に係る計装設備として原子炉水位計(SA)、原子炉水位計及び残留熱除去系系統流量計が挙げられていることを確認した。 ② 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)に係る計装設備として、原子炉水位計(SA)、原子炉水位計、残留熱除去系系統流量計及び残留熱除去系熱交換器入口温度計が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① <u>原子炉水位が回復後、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器からの除熱を実施する</u>ことによって、原子炉水温は低下することが示されており、初期の対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。 ・ 残留熱除去系復旧 ② 原子炉圧力容器への注水に係る手順については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、事故対応に必要となる監視計測に係る手順については、「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。 ③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際には行う操作として、残留熱除去系復旧が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備(常設、可搬、計装)については、「第7.4.1-1表 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条(重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3) (i) 待機している残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として、残留熱除去系（低圧注水モード）及びこれらを接続する配管や弁を含め概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>「第7.4.1-3 図「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.4.1-3 図「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要」及び「7.4.1.1(3)燃料損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>崩壊熱除去機能喪失の判断</u>：運転員が、残留熱除去系の故障に起因する崩壊熱除去機能の喪失による原子炉水温の上昇等を確認した場合、崩壊熱除去機能喪失と判断する。</p> <p><u>残留熱除去系（低圧注水モード）の切替え判断</u>：運転員が、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位回復を確認後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切替えを行う。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 残留熱除去系復旧操作（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。 （参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>

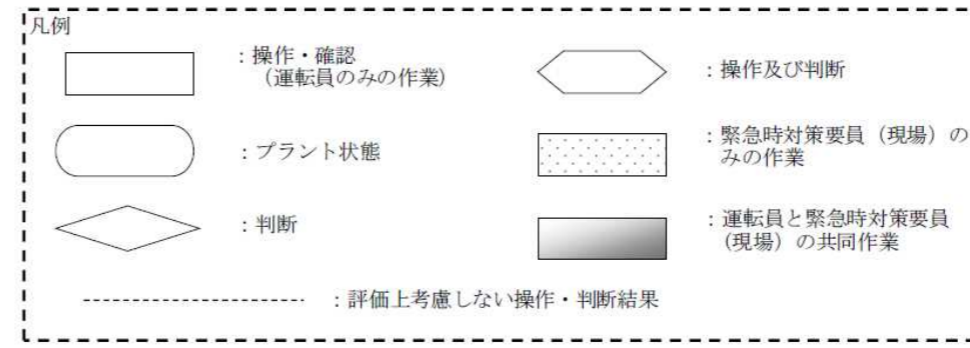


第7.4.1-1図 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（1/2）
（原子炉停止時冷却失敗，原子炉減圧及び原子炉注水）

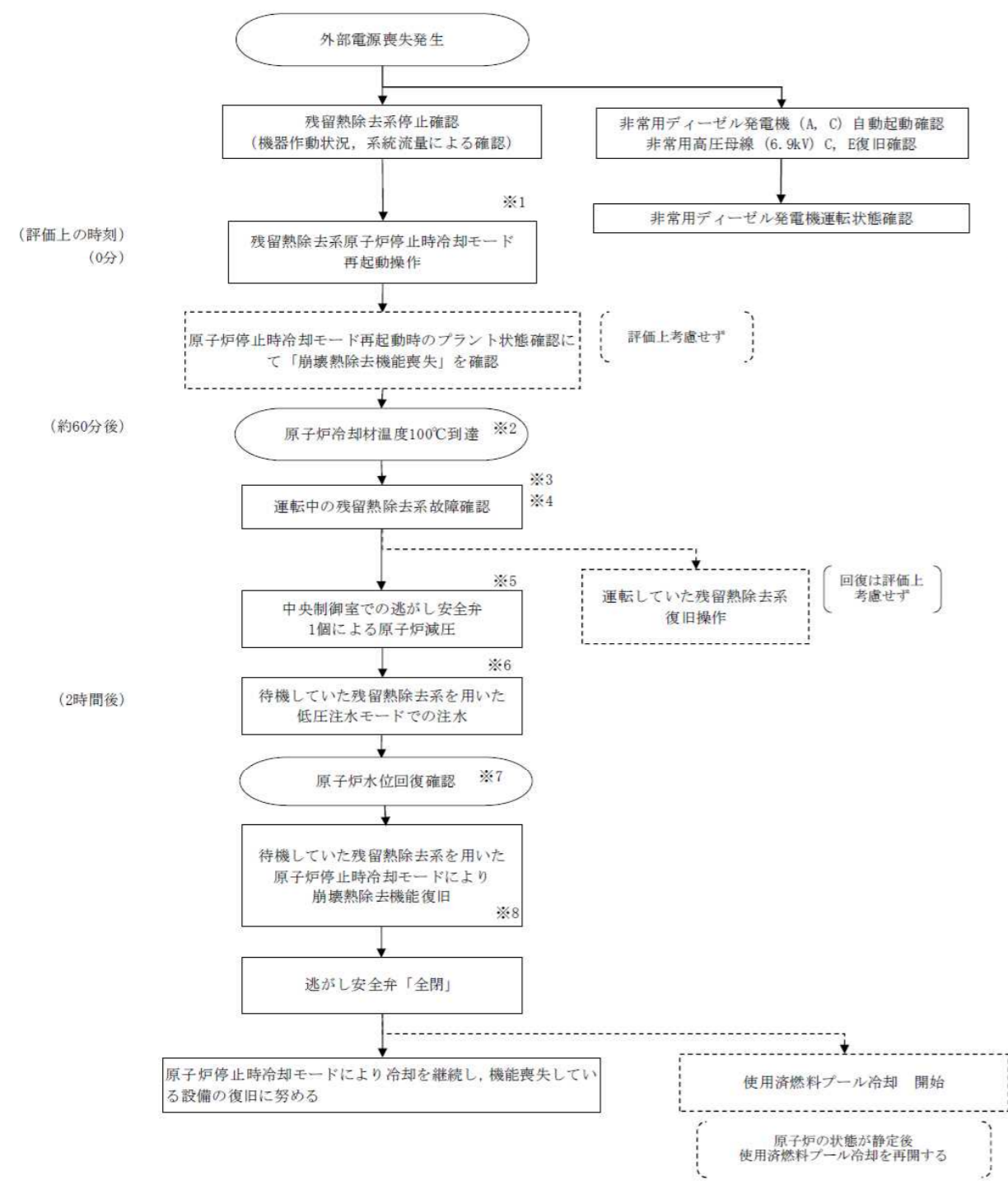


第7.4.1-2図 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（2/2）
（原子炉停止時冷却）

- プラント前提条件
- ・プラント停止後1日目
 - ・原子炉圧力容器閉鎖中
 - ・原子炉格納容器開放中
 - ・主蒸気隔離弁全閉
 - ・非常用ディーゼル発電機（B）点検中
 - ・残留熱除去系（A）原子炉停止時冷却モード運転中
 - ・残留熱除去系（B）停止中
 - ・残留熱除去系（C）低圧注水モード待機中
 - ・原子炉水位通常運転水位（通常、原子炉停止時冷却モード運転時は+1550mm以上）



- ※1 崩壊熱除去機能喪失を模擬するため「熱交換器出口弁開操作忘れ」及び「熱交換器出口弁開操作不能」を評価条件とする。実際は、原子炉停止時冷却モード停止時の原子炉冷却材最高温度を確認する。再起動後から原子炉冷却材温度を継続監視するため、早期に崩壊熱除去機能喪失は確認することができる
- ※2 約1時間後に原子炉冷却材温度が100℃に到達する
- ※3 1時間ごとの中央制御室監視により原子炉冷却材温度の上昇、及び崩壊熱除去機能喪失を認知する
- ※4 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する
評価上、人的過誤等の認知を約60分後としているため、建屋内への放射性物質の放出が想定されることから退避を指示する
- ※5 評価上、原子炉圧力容器を大気圧状態に維持するため逃がし安全弁を「開」する
- ※6 注水前の原子炉最低水位は有効燃料棒頂部（TAF）+3.3m（レベル3—約500mm）となる
- ※7 原子炉水位計（広帯域）にて原子炉水位の回復を確認する
低圧注水モードにより原子炉水位は通常運転水位まで回復する
なお、原子炉停止時冷却モードを運転する際は通常運転水位よりも高く維持する
- ※8 低圧注水モードで注水後、原子炉停止時冷却モードへ切り替える



第 7.4.1-3 図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要

崩壊熱除去機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）											備考	
	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対策本部連絡		0	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5		5.5
操作項目	指揮者	6号	当直副長	1人	7号	当直副長	1人	各号炉運転操作指揮	0 0.5 1 1.5 2 2.5 3 3.5 4 4.5 5 5.5 ▽ 事象発生 2時間 原子炉注水開始 約60分 原子炉冷却材温度100℃到達 プラント状況確認（残留熱除去系故障認知） ▽											
	通報連絡者	緊急時対策本部要員		5人		中央制御室連絡 発電所外部連絡														
	運転員	運転員		緊急時対策要員																
	6号	7号	6号	7号	6号	7号														
状況判断	1人	1人	-	-	-	-	・外部電源喪失確認													
	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・非常用ディーゼル発電機起動確認													
	A	a	-	-	-	-	・残留熱除去系（運転側） 原子炉停止時冷却モード 停止確認												残留熱除去系ポンプ（A）	
	A	a	-	-	-	-	・残留熱除去系（運転側） 原子炉停止時冷却モード 再起動操作												残留熱除去系ポンプ（A）	
残留熱除去系復旧操作	-	-	-	-	-	-	・残留熱除去系 機能回復												対応可能な要員により対応する	
原子炉減圧操作	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・逃がし安全弁 1個 手動開放操作	5分												
原子炉水位回復作業	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・残留熱除去系（待機側） 低圧注水モード 起動/停止操作	通常運転水位まで回復後停止											残留熱除去系ポンプ（C）	
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・残留熱除去系（待機側） 原子炉停止時冷却モード 系統構成	90分											残留熱除去系ポンプ（C）	
	-	-	2人	2人	-	-	・放射線防護装備準備	10分												
	-	-	C, D	c, d	-	-	・現場移動 ・残留熱除去系 電動弁隔離	30分											残留熱除去系ポンプ（C）	
	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・残留熱除去系（待機側） 原子炉停止時冷却モード 起動操作	5分											残留熱除去系ポンプ（C）	
	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・原子炉停止時冷却モード運転による原子炉状態監視	適宜実施											残留熱除去系ポンプ（C）	
使用済燃料プール冷却 再開 （評価上考慮せず）	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・スキマサージタンク水位調整 ・燃料プール冷却浄化系 系統構成	30分											燃料プール水温「77℃」以下維持 要員を確保して対応する	
	(1人)	(1人)	-	-	-	-	・燃料プール冷却浄化系再起動 ・必要に応じてスキマサージタンクへの補給を実施する	30分												
必要人員数 合計	1人	1人	2人	2人	0人															

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数

第 7.4.1-4 図 「崩壊熱除去機能喪失」の作業と所要時間

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>1) (i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「崩壊熱除去機能喪失（RHR 機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」を選定する。<u>対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する原子炉格納容器蓋の取り外し中で、原子炉圧力容器未開放状態とする「崩壊熱除去機能喪失（RHR 機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</u></p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2) (i) 該当なし。<u>燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、原子炉の水位が低下する。原子炉圧力容器が未開放状態では、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hに対応した原子炉水位は、燃料有効長頂部の約2.0m上である。原子炉水位が燃料有効長頂部約2.0m上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、原子炉水位が燃料有効長頂部約2.0m上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を開始できることを確認した。</u></p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、原子炉水位が燃料有効長頂部約2.0m上に到達するまでの時間及び冠水維持に必要な注水流量を評価し、運転員が警報により異常な状態を検知し、原子炉水位が燃料有効長頂部約2.0m上に到達する前に蒸発量を上回る流量で注水を行うための余裕時間を評価することを確認した。</p>

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

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転中のRHR 又は補機冷却系（補機冷却海水系を含む。）の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転中のRHR 又は補機冷却系（補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定する。</p> <p>(c) 対策例（対策の可否は原子炉の状態及び緩和設備の待機状態に依存する。以下同様。）</p> <p>i. 待機中のRHR 等による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 代替UHSS による崩壊熱除去機能の確保（補機冷却機能が喪失している場合）</p> <p>iii. 待機中のECCS 又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>1)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。これは、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系への給電が可能であることから外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、非常用ディーゼル発電機への燃料補給が必要になることから、必要な要員及び燃料等の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</p> <p>② 「第7.4.1-2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、原子炉格納容器蓋は開放、及び、原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉停止時冷却モード運転中の残留熱除去系1系列のほかに、残りの残留熱除去系が待機状態とする。原子炉停止後の炉心の崩壊熱は、原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止1日後の崩壊熱の値(約22MW)を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉圧力容器内の蒸発量は約37m³/hである。事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、設計値である52℃とすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(BWR 崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）の使用台数及び原子炉注水量の確認 ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の使用台数及び熱交換器の伝熱容量の確認 	<p>2)(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.1-2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定期間については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）：残留熱除去系1系列1台で、原子炉圧力容器への注水流量は、954m³/hとする。これは、原子炉停止1日後の崩壊熱に相当する蒸発量である約37m³/hを上回る流量であることを確認した。 ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）：残留熱除去系1系列1台で、伝熱容量は、熱交換器1基あたり約8MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において）とすることを確認した。
<p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待する</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している残留熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>ことの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>（ii） 有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（残留熱除去系低圧注水モードの開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、原子炉減圧操作、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水（原子炉水位回復作業）については中央制御室による操作であり、現場操作はない。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については、起動操作等を中央制御室で実施する他、電動弁隔離等の一部操作を現場で実施する。</p> <p><u>原子炉減圧操作</u>：原子炉水温が100℃に到達後、原子炉圧力容器内を大気圧に維持するために、逃がし安全弁1個を開操作する。本操作に係る要員は、1ユニット当たり中央制御室の運転員1名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水</u>：残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し、事象発生から約2時間後に実施する。「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、原子炉運転停止中における本操作に係る要員は、1ユニット当たり、中央制御室の運転員2名であり、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p><u>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱</u>：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉水位回復後に実施する。「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において、中央制御室では、1ユニット当たり運転員2名が系統ラインアップや起動操作等を実施し、現場では、1ユニット当たり4名が電動弁隔離作業を実施するとし、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>② <u>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、残留熱除去系の機能喪失に伴う原子炉水温の異常な上昇の確認に要する時間を考慮して、事象発生から2時間後とする</u>ことを確認した。また、原子炉水位回復から約90分後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替え、原子炉圧力容器からの除熱を開始することを確認した。操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、事象の認知及び注水開始までの一連の操作に要する時間を考慮し、事象発生から2時間後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替え時間は、一連の操作に要する時間を考慮し、原子炉水位回復から約90分後に操作開始するとしているが、実態の操作開始時間が早まることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確かめるパラメータを確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水温 ・ 原子炉水位</p> <p>動的機器の作動状況： ・ 残留熱除去系系統流量（低圧注水モード、原子炉停止時冷却モード）</p> <p>対策の効果： ・ 原子炉水位</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.1.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.4.1-5図より、崩壊熱による原子炉水温の上昇後、蒸発により原子炉水位が低下していることを確認した。補足説明資料（添付資料7.4.1-1）では、原子炉圧力容器内が大気圧条件で維持されている場合には、事象発生から約1時間後に原子炉水温が100℃に到達することが示されている。</p> <p>③ 第7.4.1-5図より、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水の開始後、原子炉水位が回復していることを確認した。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の切り替えによる原子炉水位に変動がないことを確認した。</p> <p>④ 第7.4.1-5図より、機器条件で設定したとおり、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水量が原子炉水の蒸発量に比べて多い（注水流量：954m³/h、原子炉停止1日後の崩壊熱に相当する蒸発量：約37m³/h）ことから、短時間で原子炉水位が事象発生前の通常運転水位に回復していることを確認した。その後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去を実施し、原子炉水位の変動がないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては以下のとおり。</p> <p>① 事象発生から約1時間後に、原子炉圧力容器内の水温が上昇し、沸騰することにより原子炉水位は低下し始める。事象発生から2時間後の原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は1.1m低下して、燃料有効長頂部の約3.3m上となるが、冠水は維持されることを確認した。</p> <p>原子炉圧力容器が未開放状態では、原子炉水位が燃料有効長頂部の約3.3m上まで低下しても、原子炉建屋内の空間線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/h（*）を上回ることはないことを確認した。補足説明資料（添付資料5.1.6）において、遮蔽維持に必要な原子炉水位が示されている。</p> <p>（*）崩壊熱除去機能喪失における原子炉建屋最上階での作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある値。</p> <p>② 本重要事故シーケンスにおいて、全制御棒全挿入状態が維持されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉圧力容器内の水位は評価期間を通じて、燃料有効長頂部以上であり、原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることなく放射線の遮蔽を維持できていること及び全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界の確保はできていることを確認した。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、第7.4.1-5図にあるとおり、事象発生から2時間後に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水を開始し、短時間で原子炉水位は回復していることを確認した。その後、第7.4.1-5図に示す事象発生から3時間30分後に、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、安定状態に移行することができることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

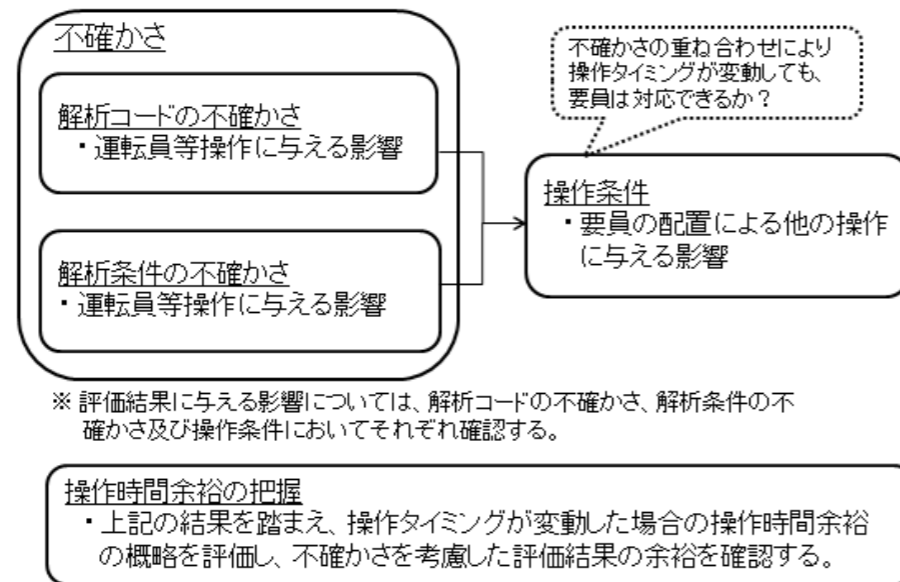
確認内容の概要：

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

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

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

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



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

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1) (i) 解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び 解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作の起点が、崩壊熱除去系機能喪失による異常の認知であるため、評価条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>1)(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作は、崩壊熱除去系機能喪失による異常の認知を起点に行うため、炉心崩壊熱が変動した場合について、解析条件の不確かさによって、運転員等の操作時間に影響がないことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>1)(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料の崩壊熱は平衡炉心燃料でサイクル末期の燃焼度に10%の余裕を考慮した保守的な（大きい）値に設定されているため、実際には、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下は緩やかになり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</u></p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 操作条件の不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <u>原子炉圧力容器の注水操作開始時間を事象発生から2時間後としているが、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、実際の注水開始時間は早くなることから、原子炉水位の回復が早くなることにより、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。また、注水操作を開始するまでの時間は事象発生から2時間後としているが、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位まで低下するのは事象発生から約3時間であることから、注水操作の準備時間が確保できるため、余裕時間がある</u>ことを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器への注水操作については、一連の操作が中央制御室で実施され、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器への注水操作は、実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。運転員等の操作時間に与える影響として、注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 （崩壊熱除去機能喪失の場合）</p> <p>① 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の原子炉圧力容器への注水操作について、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約3時間後であり、これに対して、異常を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間であることから、準備時間が確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

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

5. 結論

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

全交流動力電源喪失

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

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

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失＋直流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗 ・外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗

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

全交流動力 電源喪失	-	外部電源喪失＋ 直流電源喪失＋ 崩壊熱除去・注水系失敗	①外部電源喪失＋ 直流電源喪失＋ 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	・隣接プラントからの低圧 電源融通 ・非常用ディーゼル発電機 （直流電源の復旧後） ・常設代替交流電源設備	低	低	中	<p>a GTGの起動、低圧代替注水系による注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間（約145分）に比べて十分時間（最も短いPOS-Sで約3.9時間）があるため「低」とした</p> <p>b 待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量（HPCF 727m³/h, LPFL 954m³/h, MUWC(原子炉側注水) 90m³/h) に比べて十分小さいため（最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいても51m³/h）「低」とした</p> <p>c 事故シーケンスグループに対する寄与割合が87%と支配的である②の事故シーケンスを「高」とした</p>
				原子炉への注水に必要な 直流電源の復旧（D/G起動等の為）	・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備				
				崩壊熱除去機能* ³	・代替原子炉補機冷却系 （交流電源復旧後）				
				原子炉への注水機能	・低圧代替注水系（常設） （交流電源復旧後） ・FP, 消防車* ⁵				
	◎	外部電源喪失＋ 交流電源喪失＋ 崩壊熱除去・注水系失敗	②外部電源喪失＋ 交流電源喪失＋ 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	高	<p>・①の「外部電源喪失＋直流電源喪失」を含む事故シーケンスは燃料損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備等による電源供給や消防車による注水により燃料損傷が防止できることから選定しない*⁶</p> <p>・以上を踏まえた上で、ガイドの主要解析条件も参照し、外部電源喪失時に原子炉補機冷却系の機能が喪失して全交流動力電源喪失に至るシーケンス（②の事故シーケンス）を重要事故シーケンスとして選定</p>
				崩壊熱除去機能* ³	・代替原子炉補機冷却系 （交流電源復旧後）				
原子炉への注水機能				・低圧代替注水系（常設） （交流電源復旧後） ・消防車* ⁵					

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、外部電源及び非常用ディーゼル発電機に起因して残留熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却系の機能喪失に起因する残留熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至ることを確認した。具体的には、原子炉の運転停止中に送電系統の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、残留熱除去系による崩壊熱除去機能も喪失することから、「原子炉圧力容器内の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る」ものであり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したのとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、代替交流動力電源を確保するとともに、原子炉圧力容器への注水手段を確保し、原子炉水位を回復する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の除熱を継続的に実施する必要があることを確認した。本運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能として、原子炉圧力容器への注水する機能を挙げており、具体的な初期の対策として、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水等を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を実施する必要があることを確認した。</p>

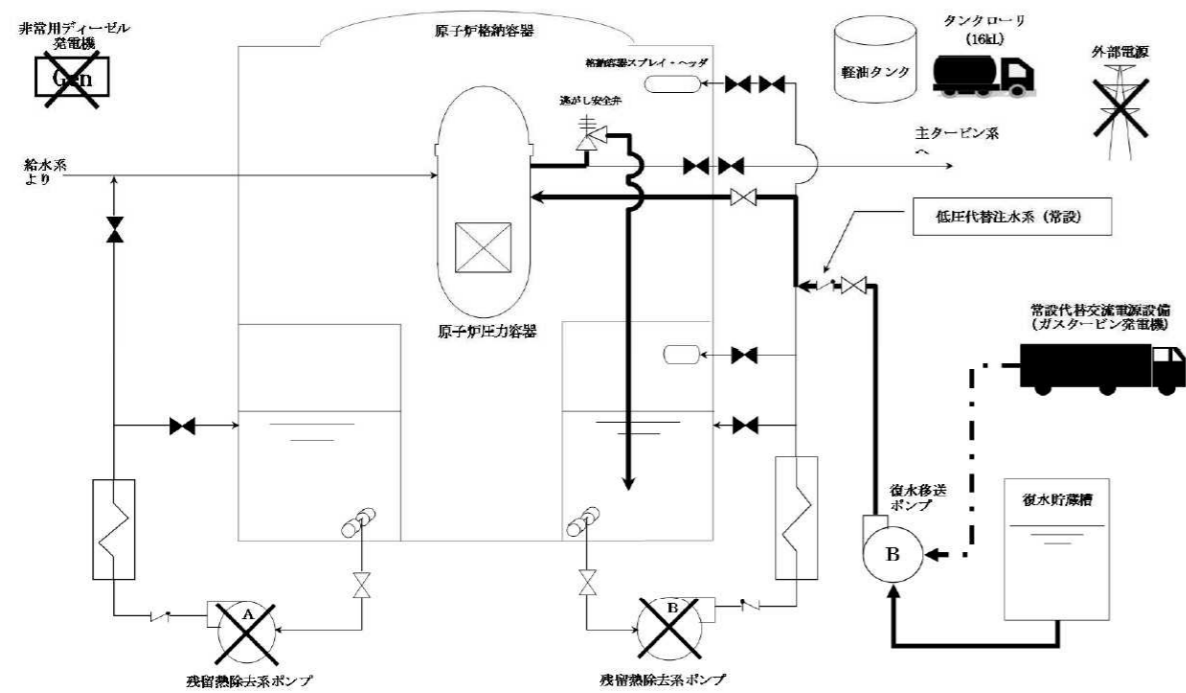
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備は、外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機等からの受電失敗及びすべての非常用母線からの給電に失敗することにより残留熱除去系の原子炉圧力容器への注水機能が喪失することから、「第7.4.2-1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、残留熱除去系系統流量が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、常設代替交流電源設備による給電を開始した後、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を開始し、原子炉水位を回復する。このため、第一ガスタービン発電機及びタンクローリ（16kL）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、逃がし安全弁、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽及び軽油タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の燃料損傷防止対策である低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水は「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で、復水移送ポンプ駆動用の電源の確保については「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.4.2-1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水で用いる重大事故等対処設備として、第一ガスタービン発電機、タンクローリ（16kL）、逃がし安全弁、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽及び軽油タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.2.3 7日間における水源の対応について)には、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の運用に対する検討結果が示されている。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 燃料の冷却状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を実施する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプの軸受等の冷却は、代替原子炉補機冷却系で実施する。このため、代替原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びタンクローリ（4kL, 16kL）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されている残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を挙げていること、「第7.4.2-1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、代替原子炉補機冷却系及び残留熱除去系で用いる重大事故等対処設備として、代替原子炉補機冷却系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及びタンクローリ（4kL, 16kL）が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 原子炉内燃料体の除熱の長期維持については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び代替原子炉補機冷却系による原子炉内燃料体の除熱を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、原子炉内燃料体の除熱機能を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料5.2.1）には、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系機能（原子炉停止時冷却モード）により原子炉圧力容器からの除熱を行うことにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.2.1 安定状態について（運転停止中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源時の安定状態について）)には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「原子炉水位が冠水維持されており、原子炉温度が安定した状態」であることが示されている。</p>

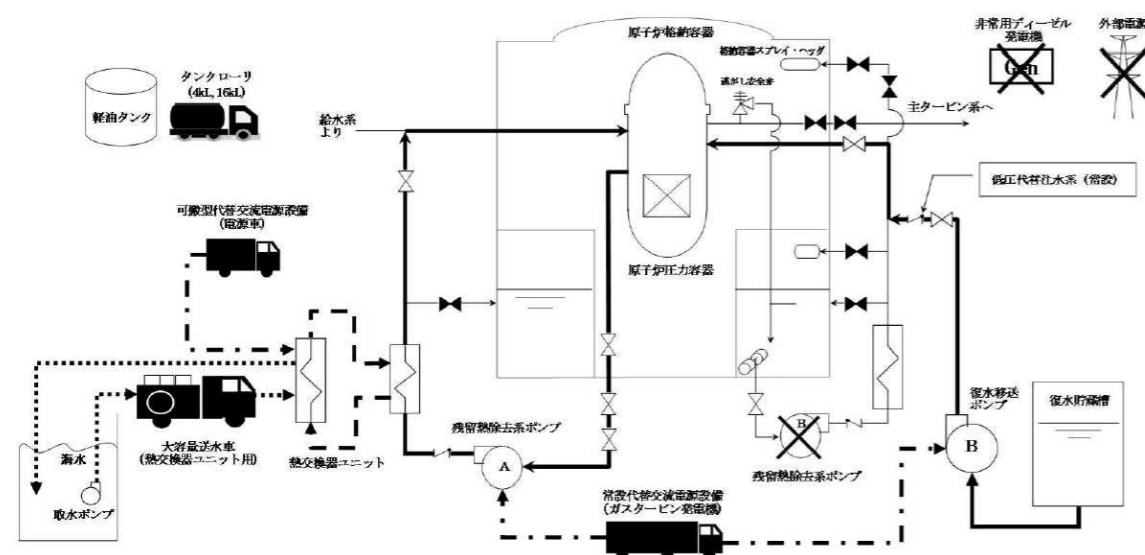
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備を確認 ② 炉心の冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第7.4.2-1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉水位計（SA）、原子炉水位計、復水補給水系統流量計（RHR B系代替注水流量）、復水貯蔵槽水位計（SA）が挙げられていることを確認した。 ② 原子炉の冷却に係る計装設備として、残留熱除去系系統流量計、残留熱除去系熱交換器入口温度計が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 原子炉水位が回復後、代替原子炉補機冷却系の準備完了を確認し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。 ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 ・ 消火系による原子炉圧力容器への注水 ・ 原子炉補機冷却機能復旧 ② 有効性評価上は期待しないが、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉圧力容器への注水については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。 ③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として原子炉補機冷却機能復旧が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.4.2-1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) ※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3) (i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策のうち、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び代替原子炉補機冷却系に関連する設備として残留熱除去系ポンプ、熱交換器ユニット等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり「第7.4.2-3図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要」及び「7.4.2.1(3)燃料損傷防止対策」において確認した。</p> <p>① 「第7.4.2-3図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失の判断</u>：外部電源が喪失し、すべての非常用母線への給電に失敗した場合。具体的には、非常用ディーゼル発電機の起動が実施できない場合（非常用直流電源は使用可能）に、全交流動力電源喪失と判断する。</p> <p><u>早期の電源回復不能</u>：中央制御室からの操作による非常用母線への電源回復に失敗すれば、早期の電源回復に失敗と判断する。</p> <p><u>原子炉安定状態確認</u>：原子炉水位維持及び原子炉水位回復後は蒸発量に応じた注水を実施する。</p> <p><u>残留熱除去（原子炉停止時冷却モード）への切り替え判断</u>：代替原子炉補機冷却系の準備が完了後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の起動操作を実施する。</p>

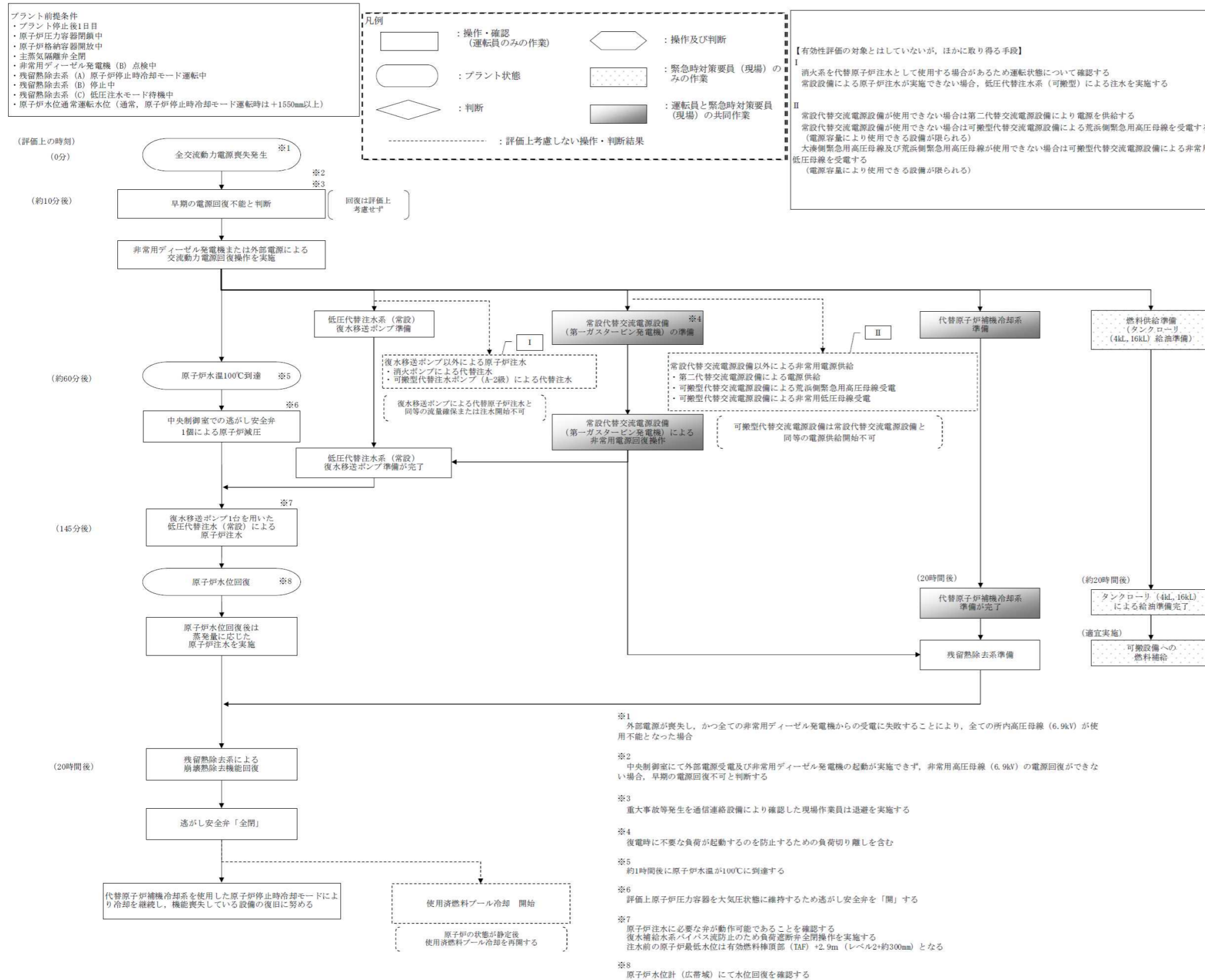
審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ 外部電源の復旧操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



第7.4.2-1図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図（1/2）
（原子炉減圧及び原子炉注水）



第7.4.2-2図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図（2/2）
（原子炉停止時冷却及び原子炉注水）



第 7.4.2-3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

実施箇所・必要人員数							経過時間（時間）																備考
							9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	
操作項目	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)		操作の内容																
	6号	7号	6号	7号	6号	7号	20時間 崩壊熱除去機能回復																
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 注水操作 原子炉水位回復後、蒸発量に応じた注水																
給油準備	-	-	-	-	2人		・放射線防護装備準備/装備 10分																
給油作業	-	-	-	-	2人		・軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給 120分 ・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油 適宜実施																タンクローリ（16kL）残量に応じて適宜軽油タンクから補給
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・放射線防護装備準備 10分																
	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成 300分																
	-	-	-	-	13人 (参集) ※1, ※2	13人 (参集) ※1, ※2	・放射線防護装備準備 10分																
	-	-	-	-	※1 ↓ (2人)	※2 ↓ (3人)	・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設、起動及び系統水張り 10時間																
給油準備	-	-	-	-	※1 ↓ (2人)		・軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給 140分																タンクローリ（4kL）残量に応じて適宜軽油タンクから補給
給油作業	-	-	-	-	※1 ↓ (2人)		・電源車への給油 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油 適宜実施																
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	※2 ↓ (3人)	※2 ↓ (3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視 適宜実施																
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 起動準備	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉停止時冷却モード 起動準備 20分																
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 起動操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉停止時冷却モード 起動 10分																
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉停止時冷却モード運転による原子炉状態監視 適宜実施																
使用済燃料プール冷却 再開 (評価上考慮せず)	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・燃料プール冷却浄化系熱交換器冷却水側1系隔離 ・代替原子炉補機冷却系が供給していない側の燃料プール冷却浄化系熱交換器を隔離する 60分																
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・スキマサージタンク水位調整 ・燃料プール冷却浄化系 系統構成 ・再起動準備としてろ過脱塩器の隔離及びスキマサージタンクへの補給を実施する 30分																燃料プール水温「77℃」以下維持要員を確保して対応する
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・燃料プール冷却浄化ポンプを再起動し使用済燃料プールの冷却を再開する ・必要に応じてスキマサージタンクへの補給を実施する 30分																
必要人員数 合計	1人 A	1人 a	2人 C, D	2人 c, d	2人 (その他参集26人)																		

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 7.4.2-4 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(2/2)

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>1)(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定された最も厳しい事故シーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、外部電源及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失する「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」を選定する。PRAの手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に交流電源が喪失する事故」である。全交流動力電源が喪失することにより従属的に発生する残留熱除去系の原子炉注水機能及び崩壊熱除去機能の喪失を考慮することを確認した。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、プラント状態については、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の冷却材の保有水量が少なく、保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少する原子炉格納容器蓋は開放及び原子炉圧力容器は未開放の状態を選定する。</p> <p>「第7.4.2-5 図 原子炉水位の推移」において、全交流動力電源喪失時の運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮蔽、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されていることを確認した。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)(i) 該当なし。※運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」において確認した。</p> <p>(ii) 該当なし。※運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価「崩壊熱除去機能喪失」において確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 全交流動力電源が喪失し、RHR 等による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電系統の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統の機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。（ただし、3.2 (3) b を適切に考慮すること。）</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 代替電源設備による崩壊熱除去機能（RHR（原子炉停止時冷却モード）、燃料プール冷却浄化系及び原子炉冷却材浄化系）の確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p>	<p>1)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① <u>全交流動力電源喪失により残留熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失により残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失</u>することを確認した。具体的には、起因事象として外部電源喪失を、安全機能の喪失に対する仮定として非常用所内交流動力電源喪失、これにより従属的に発生する原子炉補機冷却機能の喪失を想定していることを確認した。</p> <p>② 「第7.4.2-2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、原子炉格納容器蓋は開放及び原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉停止時冷却モード運転中の残留熱除去系1系列のほかに、残りの残留熱除去系が待機状態とする。原子炉水位の低下を厳しく評価するために、評価期間を通して原子炉停止1日後の崩壊熱の値（約22MW）を用いる。この崩壊熱に相当する原子炉圧力容器内の蒸発量は約37m³/hである。事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、水温は、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、設計温度である52℃とすることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用</p>	<p>2)(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.2-2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は設計値の150m³/hとする。代替原子炉補機冷却系の伝熱容量は原子炉冷却材温度100℃、海水温度30℃における設計値の約23MWとする。</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>している場合には、その考え方を確認。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系の流量とその理由を確認。 <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>（ii）有効性評価ガイド3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している外部電源、非常用所内交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（低圧代替注水系の開始時間等）を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。 <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。 ③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。 	<p>3)(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。 電源確保作業：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員2名、現場対応は運転員4名であり、第一ガスタービン発電機による給電開始までに25分以内、M/C C系受電完了まで60分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員2名であり、中央制御室での起動操作に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。 代替原子炉補機冷却系の運転：「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、緊急時対策要員34名により現場での準備作業に9時間を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち系統構成操作の作業時間が整理されていることを確認した。 ② 重大事故等対処設備の操作条件として、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、常設代替交流電源設備の準備に要する時間を考慮して、事象発生から145分後とすることを確認した。操作余裕時間の評価については、「3. (3) 操作時間余裕の把握」で確認する。 ③ 常設代替交流電源設備から給電し、低圧代替注水系（常設）による注水を開始する時間は、事象発生から145分後である。実際には第一ガスタービン発電機からの給電準備が完了次第、原子炉圧力容器への注水することを確認した。

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確かめるパラメータを確認。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失) 動的機器の作動状況： ・ 注入流量 対策の効果： ・ 原子炉水位</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.4.2.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.4.2-5図より、事象の発生後、1時間経過で原子炉水温が100℃に到達し、より原子炉水位が下降傾向を示していることから、全交流動力電源喪失により残留熱除去機能が喪失していることを確認した。</p> <p>③ 第7.4.2-5図より、機器条件で設定したとおりの低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量（約150m³/h）が確保されていることを確認した。</p> <p>④ 第7.4.2-5図により、原子炉水位回復後は、代替原子炉補機冷却系の準備が完了する事象発生から20時間後まで原子炉冷却材の蒸発量に相当する水量を原子炉圧力容器に注水することを確認した。原子炉水位は燃料有効長頂部以上を確保できていることから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉圧力容器水位（燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位） ② 未臨界の確保（制御棒全挿入状態維持）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生後、原子炉圧力容器内の水温が上昇する。約1時間後に沸騰し、原子炉水位は低下し始める。事象発生から145分後に常設代替交流電源設備が利用可能になり、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始により、原子炉水位は回復する。この過程において、原子炉水位は、燃料有効長頂部の約2.9m上までの低下にとどまり、冠水は維持される。原子炉格納容器蓋は開放及び原子炉圧力容器は未開放の状態であり、原子炉水位が燃料有効長頂部の約2.9m上まで低下しても、原子炉建屋内の線量率は、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10 mSv/hを上回ることはないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>① 第7.4.2-5図にあるとおり、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保していることを確認した。原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保していることに加え、原子炉圧力容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物等により放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中における燃料損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水により、原子炉水位は評価期間を通じて燃料有効長頂部以上を確保できていること、放射線の遮蔽に対する判断の目安である原子炉建屋内の空間線量率10mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽が維持できていること及び事象発生後も、制御棒が挿入維持されており、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> </div> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料有効長頂部の冠水、遮蔽が維持される水位が確保される解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉水位が回復後、事象発生から20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉圧力容器からの除熱を実施することで、燃料の健全性を維持できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 事象発生から20時間以降、代替原子炉補機冷却系及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転することで、原子炉水位が回復し、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

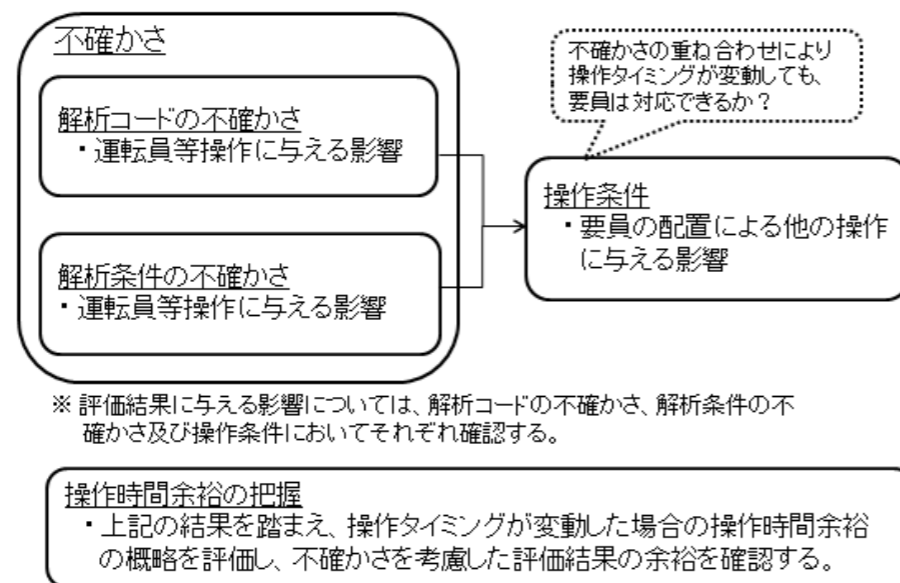
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>1) (i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び 解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.1.4 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
	<p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水操作は、事象の発生を起点に行うため、不確かさが運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>確認結果（柏崎刈羽6、7）</p> <p>1)(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱について影響評価を行うとしていることを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作は、事象の発生を起点に行うため、解析条件の不確かさによって運転員等の操作時間に影響がないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 外部水源タンク等の保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>1)(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料の崩壊熱は、平衡炉心燃料のサイクル末期の燃焼度に10%の余裕を考慮した保守的な（大きい）値に設定されているため、実際には、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下は緩やかになり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</u></p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、<u>常設代替交流電源設備から給電し、低圧代替注水系（常設）による注水を開始する時間は、事象発生から145分後である。注水操作に対する時間余裕について、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は、事象発生から約3時間に対して全交流動力電源喪失を操作開始の起点とする注水を開始するまでは145分であり、十分な時間余裕を確保できる</u>ことを確認した。</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水は、現場による第一ガスタービン発電機による起動操作後に、中央制御室でのスイッチ操作で原子炉圧力容器への注水が開始されるが、それぞれ別の運転員による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。具体的には、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作を中央制御室で行う要員は、本操作の前に他の操作を行うものの、操作完了から次の操作に着手するまでの時間的な重複が無いこと、現場で操作を行う運転員及び緊急時対策要員についても、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる（解析上は事象発生145分後より開始するが、実際には準備完了した段階で実施）。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、原子炉圧力容器内保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>① 代替炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 第7.4.1-5図に示すとおり、事象発生後145分後に低圧代替注水系（常設）による注水がされるのに対して、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約3時間であり、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間余裕を確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.2.2 運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕）において、操作遅れ等を考慮した当該操作の操作時間余裕について検討した結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) (i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいて、事象発生から10時間後までの対応及び復旧作業に必要な要員は、6号炉及び7号炉合わせて16名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は64名であり対応が可能である。また、事象発生から10時間後以降に必要な参集要員は26名である。これに対して、10時間以内に発電所構内に参集可能な要員は106名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対策要員等を確保できていることに加え、1号炉～5号炉の運転員等も対応可能であることから、6号炉及び7号炉の重大事故等への対応と1号炉～5号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替交流電源設備（号炉当たりの電力供給量：2,950 kW、6号炉負荷：約1,594 kW、7号炉負荷：約1,560 kW）、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.2.5）において「重大事故等対策全体に必要な電力ピーク値（6号炉：約1,937kW、7号炉：約1,944kW）に対して、常設代替交流電源設備（号炉当たり最大容量：3,600kW）であり、対応が可能である」ことが示されている。</p> <p>「重大事故等対策設備について」の補足説明資料において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量が200kVAであり必要負荷が約60kVAであること、及びモニタリング・ポスト用発電機の容量が40kVAであり必要負荷が約2.34kVAであることが示されている。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である低圧代替注水系（常設）による炉心注水の水源は復水貯蔵槽であり、原子炉水位回復に必要な水量は確保されていることを確認した。また、原子炉水位が基準水位に到達した以降はサプレッション・チェンバ・プール水を水源とした残留熱除去系原子炉停止時冷却モードによる燃料集合体の除熱を実施するため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>① (iv) 発災から7日間の資源の充足性について、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、号炉当たり約700 m³（6号炉及び7号炉合わせて約1,400m³）である。これに対して、6号炉及び7号炉の復水貯蔵槽にそれぞれ約1,700 m³、6号炉及び7号炉の共用設備である淡水貯水池に約18,000 m³、合計約21,400 m³の水を保有しており、対応が可能である。</p> <p>常設代替交流電源設備（6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約504 kL、代替原子炉補機冷却系専用の電源車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は号炉当たり約37kL、代替原子炉補機冷却系専用の大容量送水車（熱交換ユニット用）は号炉当たり約11kL、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機（いずれも6号炉及び7号炉の共用）を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約13 kLであり、6号炉及び7号炉合わせて合計約613kL必要である。</p> <p>これに対して、6号炉及び7号炉の軽油タンクにそれぞれ約1,020 kL及びガスタービン発電機用燃料タンク（約100kL）の合計約2,140kLの軽油を備蓄しており、対応が可能であることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（柏崎刈羽6、7）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している常設代替交流電源設備による給電、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び代替原子炉補機冷却系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗」において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行い、さらに、原子炉を安定状態へ導くために、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による炉心の冷却を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（外部電源、非常用ディーゼル発電機、原子炉補機冷却系）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>